

А.М. Букринский

**БЕЗОПАСНОСТЬ
АТОМНЫХ СТАНЦИЙ
И ЕЁ РЕГУЛИРОВАНИЕ В РОССИИ**

Сборник статей

Москва

УДК 621.039

ББК 31.47

Б 90

Б 90 **Букринский А.М. Безопасность атомных станций и её регулирование в России: Сборник статей. – М.: 2016**

Сборник содержит статьи заслуженного энергетика России, ветерана атомной промышленности и энергетики, одного из основоположников системного подхода к обеспечению безопасности атомных станций и ее регулированию в России Анатолия Матвеевича Букринского. Статьи были опубликованы в различных изданиях в последние 25 лет. Несмотря на большой охватываемый ими период, они и сейчас сохраняют свою актуальность и могут быть полезны в качестве учебного пособия для студентов вузов соответствующих специальностей, а также для подготовки и переподготовки специалистов в области безопасности атомных станций и ее регулирования. Сборник дает представление о становлении и последующем развитии в бывшем Советском Союзе, а затем и в России системного подхода к обеспечению безопасности атомных станций. Статьи в сборнике сгруппированы по тематике освещаемых в них вопросов. Каждая статья представлена в том виде как она была опубликована с указанием всех реквизитов издания и соавторов там, где они имеются.

УДК 621.039

ББК 31.47

© Букринский А.М., 2016
bukrinskyam@mail.ru

Содержание

Об авторе		
Предисловие составителей		
1.	Становление безопасности и ее регулирования в России	
1.1.	Безопасность АС и ее государственное регулирование	
1.2.	Развитие концепции безопасности АС России	
1.3.	Неизвестные страницы из истории создания Госатомнадзора России	
1.4.	Культура технического регулирования безопасности	
1.5.	Научно-техническая поддержка регулирования безопасности атомных станций	
2.	Разделение ответственности между регулирующим органом и эксплуатирующей организацией и другие вопросы регулирующей деятельности	
2.1.	Ответственность и независимость главных субъектов обеспечения безопасности	
2.2.	Атомный надзор, который нам нужен	
2.3.	Итоги 4-го Обзорного совещания стран-участниц Конвенции о ядерной безопасности и необходимость совершенствования атомного надзора России.	
2.4.	Анахронизмы проектирования и предложения по совершенствованию атомного надзора	
3.	Законодательство и нормативное регулирование безопасности АС	
3.1.	Ядерное регулирование и ядерное законодательство	
3.2.	Апостериорный разбор принятия федерального закона о государственной корпорации «Росатом»	
3.3.	Логика развития требований по обеспечению безопасности атомных станций в России	
3.4.	Уроки нормирования ядерной и радиационной безопасности	
3.5.	Детерминистское нормирование и вероятностное ориентирование	
3.6.	К вопросу о классификации систем и элементов атомных станций	
3.7.	Несовершенство терминологии – угроза безопасности	
3.8.	О проекте обновленных общих положений обеспечения безопасности АС	
4.	Человеческий фактор и уроки аварий	
4.1.	Культура безопасности как организационная субкультура	
4.2.	О рациональной концепции деятельности оператора АС	
4.3.	«Кадры решают все»	

А.М. Букринский

5.	Зарубежный опыт		
	5.1.	Стандарты МАГАТЭ	
		5.1.1.	Новая структура стандартов МАГАТЭ по безопасности
		5.1.2.	Принцип исключения на основе малой вероятности с высоким уровнем доверия или возврат к концепции гипотетических аварий
		5.1.3.	О качестве переводов стандартов МАГАТЭ по безопасности на русский язык
	5.2.	Основные проблемы атомного надзора на современном этапе по материалам отчетов ОЭСР	
		5.2.1.	Вызовы ядерному регулированию, обусловленные человеческим фактором и проблемами культуры безопасности
		5.2.2.	Вызовы ядерному регулированию, возникающие от конкуренции на рынках электроэнергии
		5.2.3.	Другие вызовы ядерному регулированию
		5.2.4.	Эффективность и успешность ядерного регулирования
		5.2.5.	Улучшать или поддерживать ядерную безопасность?
		5.2.6.	Принятие решений при ядерном регулировании
		5.2.7.	Комплексная оценка безопасности ядерным регулятором
	5.3.	Основные особенности регулирования безопасности атомных электростанций в США (основные черты и особенности) 269	
		5.3.2.	Ключевые факторы безопасности и их оценка в процессе реакторного надзора NRC
		5.3.3.	Определение значимости результатов инспекций, осуществляемых персоналом NRC, в процессе реакторного надзора
		5.3.4.	Совершенствование регулирующей деятельности NRC на основе подходов, ориентированных на информацию о риске и конечный результат
	5.4.	Реакция международного ядерного сообщества на аварию на АЭС «Фукусима-Дайичи» в Японии 11 марта 2011 г.	

ОБ АВТОРЕ



Автор статей, представленных в сборнике, Анатолий Матвеевич Букринский, которому 16 июня 2016 г. исполнилось 90 лет, – один из основоположников отечественной нормативной базы по безопасности атомных станций и подходов к регулированию в атомной энергетике. Ветеран Великой отечественной войны, А.М. Букринский, работает в области использования атомной энергии более 65 лет. В 1962 г. защитил кандидатскую диссертацию по специальности «теоретические основы теплотехники».

Начало трудовой деятельности Анатолия Матвеевича связано с ЦНИИ им. Акад. А.Н. Крылова, а затем с Всероссийским теплотехническим институтом (ВТИ), от имени которого в 1962-1964 гг. он руководил пусконаладочными работами тепломеханического оборудования на 1-ом энергоблоке Белоярской АЭС, а в 1969-1970 гг. был членом группы руководства пуском 3-го энергоблока Нововоронежской АЭС.

А.М. Букринский руководил разработкой первой в Советском Союзе системы компенсации объема энергетического реактора, внедренной на всех АЭС с реакторами ВВЭР-440, а также разработкой барботажно-вакуумной системы локализации аварий, внедренной на всех АЭС с реакторами ВВЭР-440/213 Советского Союза и ряда зарубежных стран. Следует отметить, что обе разработки эффективно используются до настоящего времени. В 1969 -1976 гг. принимал участие в разработке

— —
отчета по обоснованию безопасности АЭС «Ловииза» в Финляндии и по поручению Минэнерго СССР представлял перед иностранным заказчиком его разработчиков.

Анатолий Матвеевич Букринский работает в ФБУ «НТЦ ЯРБ» с момента его образования в 1987 г., к созданию и становлению которого приложил немало усилий. В течение многих лет он принимал участие в работе международных групп, которые занимались разработкой нормативных требований по вопросам безопасности АЭС и до настоящего времени является экспертом МАГАТЭ по этим проблемам. А.М. Букринский участвовал в разработке таких основополагающих документов МАГАТЭ, как INSAG-3, INSAG-4, INSAG-5 и INSAG-10.

За многолетний труд в области атомной энергетики Анатолий Матвеевич Букринский награжден орденом «Знак почета», знаками отличия в труде «Ветеран труда» и «Ветеран атомной энергетики и промышленности», ведомственной медалью Ростехнадзора им. акад. Александра А.П., ему было присвоено почетное звание «Заслуженный изобретатель Чехословакии», а также почетное звание «Заслуженный энергетик Российской Федерации».

В настоящее время Анатолий Матвеевич Букринский продолжает работать над совершенствованием правил и норм по обеспечению безопасности атомных станций, гармонизацией их со стандартами МАГАТЭ, над вопросами ядерного регулирования и ядерного законодательства.

Среди специалистов атомной отрасли он известен своим высоким профессионализмом, блестящей эрудицией и широким кругозором. Характерной чертой А.М. Букринского как ученого является принципиальность и бескомпромиссность в отстаивании принципов безопасности объектов использования атомной энергии.

За годы работы с Анатолием Матвеевичем многие узнали и оценили его профессионализм, творческий и оригинальный подход к оценке событий, высокую ответственность суждений.

ПРЕДИСЛОВИЕ СОСТАВИТЕЛЕЙ

Люди почтенного возраста пользуются уважением зачастую просто вследствие значительности самой цифры лет. Какие же удивление и восторг возникают, когда человек недостижимого для большинства из нас возраста активно работает и обладает светлой головой, ясными взглядами и твёрдыми принципами, граничащими с упрямством. Именно верность принципам и отстаивание непреходящих ценностей обуславливают тот факт, что статьи 25-летней давности до сих пор сохраняют свою актуальность и читаются с неослабеваемым интересом.


Сборник научных работ А.М. Букринского, прежде всего, обращён к специалистам органа регулирования безопасности при использовании атомной энергии, которые могут применять его как учебное пособие для расширения кругозора, как комментарий к повседневной практике и напутствие на будущее. Они представляют несомненный интерес и для работников атомной отрасли, желающих разобраться в истории и становлении отечественного и международного ядерного законодательства, российской системе разрешительной деятельности и практике надзора за исполнением норм, правил и условий действия лицензий.

Содержание статей будет полезно молодым людям при обучении и повышении квалификации, так как приоткрывает происхождение и проявляет причины многих существующих по сей пору особенностей регулирующей деятельности. Оно будет интересно и опытным специалистам, возвращая их к истокам ряда прошедших событий.

И совершенно необходим данный сборник тем, кто хотел бы понять историю развития российской атомной энергетики, её проблемы и особенности, так как А.М. Букринский был, бесспорно, одним из активных участников этой деятельности, оказывал и продолжает оказывать на неё наиболее долговременное воздействие как редкоземельный, долгоживущий изотоп. Из чтения очевидно, что многие широко распространённые идеологические концепции, принципы и критерии впервые были установлены или обоснованы в этих его работах.

Статьи сгруппированы по тематике освещаемых вопросов. Каждая из них представлена в том виде, как была опубликована, с указанием всех реквизитов издания и соавторов там, где они имелись.

*Алексей Анатольевич Букринский
Борис Григорьевич Гордон*



1. Становление безопасности и ее регулирования в России

1.1 БЕЗОПАСНОСТЬ АС И ЕЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ

Соавторы: В.А. Сидоренко, Н.А. Штейнберг
(Госпроматомнадзор СССР)

*(Безопасность труда
в промышленности, №5, 1990 г.)*

Вопросам государственного регулирования безопасности АС посвящен один из 12 важных принципов, сформулированных Международной консультативной группой по ядерной безопасности при Генеральном директоре МАГАТЭ в документе INSAG-3 «Основные принципы безопасности атомных электростанций». Он определяет необходимость создания правительством независимой организации для регулирования деятельности в области безопасности АС, которая должна включать: определение и разработку стандартов и правил по безопасности; выдачу лицензий эксплуатирующим организациям на основе соответствующих оценок безопасности; инспектирование, контроль и экспертизу характеристик безопасности атомных станций и эксплуатирующих организаций; требование от эксплуатирующих организаций корректирующих действий, когда это необходимо для безопасности, и принятие необходимых мер принудительного характера, если не достигнуты приемлемые уровни безопасности, вплоть до ликвидации лицензии; поддержка исследований по безопасности; распространение информации о безопасности.

В Советском Союзе все эти виды деятельности первоначально проводились в рамках той же ведомственной структуры,

основное назначение которой — создание атомных электростанций и их эксплуатация с целью производства электроэнергии. Только в 1983 г. в нашей стране был создан самостоятельный орган для осуществления регулирующей деятельности — Госатомэнергонадзор СССР. Но и он тоже не получил полной независимости, ибо на уровне Бюро Совета Министров СССР входил в структуру, ответственную за производство электроэнергии в стране. И только сейчас, в связи с образованием Госпромоматнадзора СССР в рамках Комиссии Совета Министров СССР по чрезвычайным ситуациям создаются условия для реализации принципа независимости регулирующего органа от тех, кто отвечает за производство электроэнергии.

Социально-экономическая ситуация в годы, когда проходило становление атомной энергетики, организация и развитие Госатомэнергонадзора СССР не могли не наложить отпечаток на характер всех видов регулирующей деятельности, складывавшихся в данный период. Поэтому необходимо тщательно проанализировать все положительные и отрицательные стороны ее за прошедшие годы с тем, чтобы в период перестройки народного хозяйства добиться повышения эффективности и соответствия международному уровню. Это одно из условий дальнейшего развития атомной энергетики в нашей стране.

Нормативное регулирование

Вопросы нормативного регулирования безопасности АС в Советском Союзе начали разрабатываться с самого начала развития атомной энергетики. Однако первоначально оно было связано в основном с такими новыми специфическими аспектами использования атомной энергии, как радиационная защита, поддержание под контролем цепных ядерных реакций, воздействие радиации на конструкционные материалы и т. п. Разрабатывавшиеся нормативно-технические документы (НТД) охватывали главным образом те вопросы, которые не были отражены в других документах существовавшей тогда системы стандартизации и нормирования. В то время были разработаны

Нормы радиационной безопасности, Правила ядерной безопасности, Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок и некоторые др. Несколько позже появились документы, в которых атомная станция стала комплексно рассматриваться как объект, требующий применения специальных технических решений для обеспечения ее безопасности. Это Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций и Общие положения обеспечения безопасности при проектировании, сооружении и эксплуатации атомных станций.

Вместе с тем системный подход к нормативному регулированию безопасности АС начал развиваться в нашей стране только после создания Госатомэнергонадзора СССР.

В этот период нормативно-техническая документация составлялась, как правило, теми же организациями, которые разрабатывают объекты атомной энергетики и элементы для них. А поскольку в Советском Союзе НТД носят обязательный характер, то сразу проявилась негативная сторона этого процесса — стремление разработчиков через НТД узаконить то, что ими уже достигнуто. Только после чернобыльской аварии Госатомэнергонадзор СССР в спорных вопросах приобрел решающий голос. Однако на практике оно пока не использовалось, что, безусловно, снижало требовательность НТД.

К разработке нового, единого комплекса нормативно-технической документации по безопасности атомных станций Госатомэнергонадзор СССР приступил еще до чернобыльской аварии, так как имевшийся к тому времени комплекс, о котором говорилось выше, не охватывал или охватывал очень ограниченно многие важные для безопасности вопросы, например, проектирование и эксплуатация локализирующих систем безопасности, систем аварийного охлаждения и отвода тепла к конечному поглотителю, управляющих систем безопасности и др. В то же время некоторые документы в силу того, что разрабатывались различными органами надзора, дублировали друг друга.

Актуальность разработки нового единого комплекса нормативно-технической документации по безопасности АС особенно усилилась после аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г., которая продемонстрировала необходимость внесения важных изменений в существовавшую тогда концепцию безопасности. Главнейшей частью работы над новым комплексом НТД по безопасности стала новая редакция Общих положений обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ). В этом документе формулируются цели, критерии и основные принципы обеспечения безопасности АС. Он должен заменить пока еще действующие в СССР ОПБ-82.

Работа над новой редакцией Общих положений совпала по времени с разработкой Международной Консультативной Группой по Ядерной безопасности (INSAG) при Генеральном директоре МАГАТЭ основных принципов обеспечения безопасности атомных электростанций. Поэтому в новой редакции Общих положений (ОПБ-88) был принят во внимание не только отечественный (особенно после чернобыльской аварии), но и международный опыт. Это значительно осложнило согласование их с разработчиками и на год задержало выпуск в свет нового документа.

В большинстве случаев в международной практике при разработке НТД учитывается мнение всех заинтересованных организаций. Однако для их утверждения требуется только решение государственного органа, на который возложена ответственность, что обеспечивает возможность постоянно поддерживать НТД на необходимом качественном уровне.

Существующая в настоящее время система финансирования разработки НТД также несовершенна. Сейчас средства из государственного бюджета выделяются на эти цели ведомствам, которым подчинены организации-разработчики. Это приводит к необходимости длительных, многосторонних согласований перечней, планов и т. п., к невозможности оперативно реагировать на изменяющиеся запросы жизни.

Все разработки НТД по безопасности объектов атомной энергетики должны финансироваться Госпроматомнадзором СССР, а ему из государственного бюджета должны выделяться необходимые средства. Что разрабатывать и в какие сроки — решать Госпроматомнадзору СССР, регулируя свои отношения с организациями-разработчиками на договорной основе.

Запланированное с 1 июля 1990 г. введение новой редакции Общих положений (ОПБ-88) будет означать принципиальное изменение концепции безопасности с целью учета уроков чернобыльской аварии. Если основу прежней концепции безопасности составляли так называемые проектные аварии и постулированные исходные события, с которых они начинались, то новая концепция включает рассмотрение запроектных аварий с возможными тяжелыми повреждениями активной зоны вплоть до ее полного расплавления. В концепции глубоко эшелонированной защиты появился новый уровень защиты, обеспечиваемый так называемым управлением аварией. Это понятие включает меры по предотвращению развития проектных аварий в запроектные, а также по ослаблению последствий запроектных аварий, если их предотвратить не удалось. Аварией управляют оперативный эксплуатационный персонал и прибывшие ему на помощь аварийные команды. Для этого могут использоваться как имеющиеся в распоряжении персонала исправные технические средства нормальной эксплуатации или систем безопасности, рассчитанных на проектные аварии, так и дополнительные специальные технические средства, предусматриваемые в проекте для защиты локализующих систем АС (контейнмента) от разрушения при запроектной аварии и ослабления ее последствий за пределами площадки АС.

Если при рассмотрении проектных аварий число учитываемых в процессе их развития отказов ограничивалось принципом единичного отказа, то при рассмотрении запроектных аварий такое ограничение снимается.

В связи с этим в новой редакции ОПБ обязательно требование о проведении количественно-вероятностных анализов

безопасности. Раньше оно обуславливалось наличием необходимых исходных данных по надежности элементов и практически не выполнялось. Сейчас эти условия из текста ОПБ исключены. В Советском Союзе имеется определенное отставание в освоении и применении количественно-вероятностных методов анализа безопасности. Внедрение новой системы нормативных документов по безопасности АС должно стимулировать проектно-конструкторские и эксплуатирующие организации к ускоренному развитию этих методов.

В связи с ожидаемым расширением применения количественно-вероятностных методов анализа безопасности на всех этапах создания и эксплуатации АС в Общие положения обеспечения безопасности внесены некоторые целевые ориентиры, выраженные в вероятностных терминах.

Это, во-первых, вероятность неприемлемого события, равная 10^{-7} на реактор в год. В качестве такого события принята эвакуация проживающих в крупных населенных пунктах с числом жителей, превышающим 100 тыс. человек. Так как в соответствии с принятыми в Советском Союзе нормами размещения атомных станций их удаление от населенных пунктов с такой или большей численностью должно быть не менее 25 км для атомных электростанций и не менее 5 км для атомных станций теплоснабжения, то с указанной вероятностью эвакуация должна быть исключена за пределами такого удаления от АС. Именно достижению такой цели должно быть подчинено проектирование дополнительных, специальных технических средств, которые соответствующим образом должны ограничивать аварийный выброс радиоактивных продуктов за пределы АС. Достижение такой же вероятности катастрофического разрушения корпуса реактора должно быть показано в проекте.

Что касается запроектных аварий с тяжелыми повреждениями или расплавлением активной зоны, то для их исключения в качестве целевого ориентира задана вероятность 10^{-5} на реактор в год.

Задание в ОПБ-88 некоторых целевых ориентиров безопасности в терминах вероятности не означает перехода на количественное нормирование безопасности АС. Госпроматомнадзор СССР, как и вся отечественная атомная промышленность, пока еще не готов к этому, да и в будущем маловероятно, чтобы такой переход мог оказаться целесообразным. Это связано в большей мере с субъективистским, теоретическим характером оцениваемых вероятностей, опирающихся на множество условий, которые в реальной жизни не являются застывшими, а подвижны и зависят от многих факторов, в том числе от такого трудно прогнозируемого фактора, как поведение человека. Эти вероятности выражают лишь степень нашего доверия к принимаемым мерам безопасности или нашей уверенности в их эффективности в отличие от объективистских значений вероятностей, отражающих статистику наблюдаемых частот. Поэтому пока еще преждевременно рассматривать указанные ориентиры в качестве абсолютных критериев.

Наряду с такого рода оценками и ориентирами, которые, безусловно, важны для принятия правильных решений, необходимо иметь и некоторые детерминистические критерии приемлемого уровня безопасности. В качестве одного из таких критериев в ОПБ-88 фигурирует признак наличия у реактора свойства внутренней самозащищенности. Только в том случае, если на основе использования такого свойства и принципов устройства реактора запроектные аварии с тяжелым повреждением или расплавлением активной зоны могут быть исключены, специальные дополнительные средства для управления авариями могут не применяться.

Недопустимость пока использования вероятностных целевых ориентиров в качестве критериев подтверждается практикой последних лет, когда у разработчиков появилось стремление не совершенствоваться на основе новой методологии свои технические решения, а доказать, что все ими разработанное весьма совершенно.

Необходимо перейти на общепринятую в мире концепцию НТД, как способа, облегчающего взаимопонимание между государственным регулирующим органом и лицензиатом и упрощающего процесс лицензирования.

Лицензионное регулирование

По существу, в Советском Союзе лицензионное регулирование в том смысле, как оно проводится в большинстве западных стран и предусмотрено международными стандартами МАГАТЭ, пока еще не проводилось.

Госатомэнергонадзором СССР осуществлялась, а сейчас Госпроматомнадзором СССР продолжает осуществляться так называемая надзорная и контрольно-профилактическая деятельность на подконтрольных предприятиях.

Надзор ведется за соблюдением должностными лицами и персоналом подконтрольных организаций, предприятий и объектов атомной энергетики требований нормативно-технической документации по безопасности в целях предупреждения возникновения и развития аварий на объектах атомной энергетики; контроль — за обеспечением соответствия подконтрольных систем, сооружений, конструкций и оборудования объектов атомной энергетики требованиям НТД на всех этапах их создания, эксплуатации и снятия с эксплуатации.

Чем же отличается эта деятельность от лицензионно-регулирующей? Здесь можно выделить несколько аспектов. Во-первых, такая деятельность ведется непрерывно. Основные ее исполнители — инспектора, постоянно работающие на подконтрольных предприятиях, в организациях и на объектах атомной энергетики. При такой организации контрольно-профилактической и надзорной работы местные инспекции надзорного органа (в нашем случае Госпроматомнадзора СССР) практически сливаются с персоналом подконтрольных предприятий, организаций и объектов атомной энергетики и подменяют собой деятельность внутренних контрольно-надзорных служб. Все это усугубляется и закрепляется социально-бытовой зависимостью

местных инспекций от подконтрольных предприятий, организаций и объектов атомной энергетики.

Естественно, что при таких условиях деятельность государственного органа надзора постепенно превращается из преимущественно запрещающей отступления от действующих регламентов, норм и правил в преимущественно разрешающую. Как правило, такие действия мотивируются государственными интересами по энергоснабжению страны.

Указанный стереотип мышления характерен для прошлого периода, когда прямая, хотя бы незначительная, сиюминутная выгода признается, а намного большая и долговременная, но не прямая отвергается, так же, как и ущерб, который может впоследствии наступить за прямой, сиюминутной выгодой. Таким образом, вольно или невольно производство электроэнергии или выполнение планов по другим видам работ становится приоритетной задачей не только для подконтрольных предприятий и организаций, но и для государственного органа надзора. Вопросы, решение которых оперативно выносятся в центральный аппарат, также чаще всего реализуются исходя из тех же приоритетов.

Таким образом, государственный орган, который должен стоять на страже безопасности, на деле превращается в орган, узаконивающий отступления, т. е. официально прикрывающий нарушения.

Во-вторых, контрольно-профилактическая и надзорная работа, будучи текущей, не носит комплексного характера. Разрешения выдаются каждому исполнителю также на отдельные части работы, в связи с чем опасные взаимодействия различных частей могут быть упущены. В-третьих, рассматриваемая деятельность ведется строго по имеющимся нормативным или техническим документам. Проблемы, существенные для безопасности, но выходящие по тем или иным причинам за рамки этих документов, практически не могут быть проанализированы и объективно оценены.

Переход к лицензионно-регулирующей деятельности позволяет устранить все эти недостатки и получить действительно эффективный надзор. При такой форме деятельности внимание регулирующего органа сосредотачивается на нескольких основных этапах создания и функционирования объекта атомной энергетики, таких как выбор площадки, строительство, эксплуатация, использование топлива, снятие с эксплуатации. На каждом этапе выдается лицензия на право ведения работ, для чего проводится экспертиза, носящая комплексный характер. Лицензии выдаются на всех этапах только единственной эксплуатирующей организации, которая, обращаясь в регулирующий орган, представляет ему необходимые обосновывающие материалы и несет ответственность за них, в связи с чем должна вести собственный контроль заказчика за всеми подрядными организациями, выполняющими отдельные работы. Объект атомной энергетики при такой системе в лице эксплуатирующей организации приобретает полноценного хозяина. Лицензия должна содержать условия, индивидуальные для каждого объекта. Они могут выходить за рамки нормативных документов, ибо **сама** лицензия становится главным документом. В ней могут гибко и оперативно учитываться меняющиеся конкретные условия.

Вся последующая регулирующая деятельность заключается в надзоре за строгим соблюдением лицензий. Отступления недопустимы. К нарушителям применяют различные санкции вплоть до ликвидации лицензий, как указано в приведенном выше документе INSAG-3. Надзор осуществляется комплексно периодическими инспекциями. Местные инспекции ликвидируются, основная нагрузка ложится на центральные и региональные органы. Инспектор-резидент на объекте обеспечивает главным образом связь с региональными и центральными органами и решает отдельные конкретные задачи.

Безусловно, мы отдаем себе отчет в том, что переход к лицензионной практике ведения регулирующей деятельности — процесс сложный и достаточно длительный, поскольку он связан с созданием соответствующих правовой базы и социально-

экономических условий, а также переоценкой безопасности уже действующих в стране объектов атомной энергетики.

Научная поддержка регулирующей деятельности

Важнейший элемент регулирующей деятельности — независимая научная экспертиза НТД, расчетных и экспериментальных обоснований конкретных технических решений. До чернобыльской аварии такая экспертиза проводилась главным образом самими же разработчиками, правда, не участвующими в конкретной экспертируемой работе, но принадлежащими к тому же ограниченному кругу ведомств. Это связано с тем, что в Советском Союзе практически все научные организации, работающие в прикладной области, распределены по ведомствам, а вузовская и академическая наука слишком оторвана от практических дел и может быть полезна лишь по отдельным узким вопросам.

В западных странах, где разработки осуществляют фирмы, их экспертиза обеспечивается независимыми от фирм государственными (национальными) научными учреждениями. Именно с этим, по-видимому, связано то обстоятельство, что чернобыльская авария произошла на реакторе, который во многих научных заключениях отмечался как самый безопасный, а авария оценивалась такими значениями вероятности, которые и сейчас считаются несущественными.

После чернобыльской аварии постановлением Совета Министров СССР от 23 февраля 1987 г. при Госатомэнергонадзоре СССР создан Научно-технический центр по безопасности в атомной энергетике. На него было возложено решение задач научно-технического обеспечения надзора за безопасностью в атомной энергетике, включая организацию и необходимые исследования, проведение и проверку физических и теплотехнических расчетных и экспериментальных обоснований безопасности, оценку риска от эксплуатации объектов атомной энергетики, сбор и обработку информации о функционировании указанных объектов, анализ отказов в работе, повреждений оборуду-

дования и систем атомных станций, а также разработку и издание нормативно-технической документации и материалов по обмену опытом в области безопасной эксплуатации объектов атомной энергетики.

В настоящее время Научно-технический центр вносит весомый вклад в научную поддержку деятельности Госпроматомнадзора СССР, обеспечивая независимую экспертизу обоснованности проектных решений, анализ и сравнение их с достигнутым мировым уровнем. В этом важном деле было бы крайне полезным, а скорее всего даже необходимым участие всего научного сообщества.

Распространение информации

Важнейшая информация, которую необходимо распространять среди всех заинтересованных организаций, - это сведения об имевшихся на объектах атомной энергетики событиях, особенно авариях. До последнего времени такая информация была закрыта и доступна только ограниченному кругу лиц. Под напором антиядерного движения общественности ситуация меняется, но пока еще недостаточно. Начали регулярно публиковаться обобщенные материалы о нарушениях на АЭС, но подробные отчеты о них в прошлом по-прежнему остаются закрытыми. Это положение необходимо в корне изменить, подробную информацию об авариях сделать доступной для всех специалистов. Для этого надо составить перечень аварий на АЭС, ранжировать их в определенной шкале тяжести и предоставить имеющиеся о них сведения всем заинтересованным организациям. В дальнейшем этот перечень аварий и банк, информации о них необходимо поддерживать, своевременно анализировать и извлекать необходимые для поддержания безопасности уроки.

Безопасность можно гарантировать только в том случае, если на основе хорошо отработанного механизма обратной связи постоянно объективно оценивается текущий уровень безопасности и исправляются выявляемые недостатки. Распространение информации об имевших место на объектах атомной энергетики событиях — важнейшая часть этого механизма.

1.2. РАЗВИТИЕ КОНЦЕПЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС РОССИИ

*(Атомная энергия,
том 76, вып. 4, апрель 1994 г.)*

В развитии концепции безопасности АЭС в России (бывшем Советском Союзе) можно выделить три характерных периода. Первый относится к начальной стадии развития ядерной энергетики, когда предполагалось, что за счет обеспечения высокого качества трубопроводов, оборудования и других компонентов реакторной установки можно будет избежать сколь угодно значительного их повреждения, исключив тем самым возможность серьезных аварий. В связи с этим в первых проектах АЭС как с ВВЭР, так и канальными кипящими в качестве максимальной проектной аварии рассматривалась течь теплоносителя конечного размера и соответственно ограничивались требования к системам локализации аварий. Такие системы включали рассчитанные на избыточное давление герметичные помещения, в которых частично или полностью размещался контур теплоносителя, и спринклерные устройства, предназначенные для конденсации выделяющегося при аварии пара. Изолирующие устройства в такой системе не предусматривались и не предъявлялись специальные требования к герметичности помещений при повышенном давлении, так как серьезных повреждений ТВЭЛов не ожидалось. В этот период были созданы первые поколения энергоблоков с ВВЭР-440 и РБМК-1000. АЭС в этот период проектировались, строились и эксплуатировались в основном в соответствии с общепромышленными стандартами и правилами. Разработка специальных норм и правил первоначально была связана только с такими новыми специфическими аспектами использования атомной энергии, как радиационная защита, ядерная физика, радиационное материаловедение и т.п.

Однако уже первый опыт сооружения и эксплуатации АЭС показал, что даже самый тщательный выбор металла и самые высокие требования к качеству изготовления оборудования и трубопроводов не способны полностью исключить возможность их повреждения при эксплуатации. Поэтому в этот период начинает формироваться новый комплексный подход к АЭС как объекту повышенной опасности, требующему разработки и применения специальных мер для обеспечения безопасности. Именно тогда разрабатываются Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций и Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации (ОПБ-73). Очень скоро последний документ приобретает статус высшего нормативного документа по безопасности АС, формирующего ее концепцию.

С вводом в действие ОПБ-73 начинается второй период в развитии ядерной энергетики. Для него характерно создание систем безопасности, включая системы аварийного охлаждения и локализации аварий, рассчитанные на максимальную проектную аварию, в качестве которой принимался мгновенный разрыв циркуляционного трубопровода контура теплоносителя. В этот период были созданы энергоблоки с ВВЭР-440 и РБМК-1000 второго поколения, а также ВВЭР-1000. В 1982 г. ОПБ-73 были пересмотрены с учетом накопленного опыта и заменены ОПБ-82. При этом концепция безопасности осталась почти неизменной.

Третий период развития связан с аварией на четвертом энергоблоке Чернобыльской АЭС. Он продолжается и в настоящее время. На основе уроков этой аварии и аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США) ОПБ-82 были снова пересмотрены, концепция безопасности претерпела существенные изменения. Вместо ОПБ-82 разработаны и с 1-го июля 1990 г. введены в действие Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88. Новая концепция безопасности включает рассмотрение запроектных аварий с возможным

тяжелым повреждением активной зоны до ее полного расплавления. В концепции глубокоэшелонированной защиты появился новый уровень защиты, обеспечиваемый так называемым управлением аварией.

Концепция безопасности АС в ОПБ-73. При разработке ОПБ-73 учитывались документ США Общие проектные критерии для атомных электростанций, Свод положений по федеральному регулированию, раздел 10, часть 50, Приложение А, 1971 год, рекомендации МАГАТЭ, а также специфика развития ядерной энергетики в Советском Союзе, заключающаяся в жестком централизованном управлении всей экономикой страны при неразвитой законодательной основе использования атомной энергии, когда в одних руках сосредоточивались многие функции и полномочия и когда почти все вопросы решались на основе директив высших государственных органов. Поэтому уже известный в то время положительный опыт государственного регулирования безопасности при развитии ядерной энергетики западных стран с децентрализованным управлением экономикой и частным предпринимательством мог быть использован только частично. Тем не менее, разработка ОПБ-73 знаменовала собой начало перехода энергетики к общепринятым в международной практике подходам к обеспечению безопасности. Через ОПБ-73 были впервые официально введены в практику проектирования атомных электростанций такие уже признанные в других странах принципы обеспечения безопасности атомных станций, как глубокоэшелонированная защита, единичный отказ, метод анализа безопасности на основе рассмотрения постулированных исходных событий аварий. Этими принципами на АЭС вводились специальные системы, независимые от систем нормальной эксплуатации и предназначенные для выполнения функций безопасности: защитные для предотвращения повреждений устройств; нарушениях нормального протекания технологических процессов и локализирующие для ограничения распространения радиоактивных веществ, которые могут выделиться при авариях. Введение специальных систем безопасности наряду с

системами нормальной эксплуатации, выполняющими защитные функции, означало создание третьего уровня глубоководной защиты.

К системам безопасности предъявлены повышенные требования по надежности, что обеспечивается их проектированием на основе последовательного применения принципа единичного отказа для каждого постулированного исходного события. Особенность формулирования принципа единичного отказа в ОПБ-73 состоит в предписывании рассмотрения одновременно с исходным событием аварии отказа одного из независимых активных защитных устройств и одного из независимых активных локализирующих устройств.

В ОПБ-73 введено понятие максимальной проектной аварии, в качестве которой принимался мгновенный поперечный разрыв трубопровода контура теплоносителя реактора, наиболее опасного по радиационным последствиям, если он не исключен предусмотренными техническими мерами. Это позволяло применять ОПБ-73 не только для водоохлаждаемых реакторов, но и быстрых с жидкометаллическим теплоносителем.

ОПБ-73, как и его последующие версии, в отличие, например, от Общих проектных критериев США включают вопросы, относящиеся не только к проекту атомной станции, но и эксплуатации и государственному надзору за безопасностью. В этом отношении они стояли ближе к стандартам, которые были позже разработаны в МАГАТЭ по программе NUSS.

Надзор за безопасностью АЭС в ОПБ-73 возложен на три государственных органа. Госгортехнадзору СССР поручался надзор за соблюдением правил и норм технической безопасности, включавшей вопросы прочности, конструирования и эксплуатации оборудования и трубопроводов, находящихся под давлением теплоносителя, а также герметичного ограждения защитных оболочек. Термин «техническая безопасность» был специально введен для того, чтобы очертить предмет ведения Госгортехнадзора СССР на АЭС. ГКАЭ СССР осуществлял

надзор за соблюдением правил и норм ядерной безопасности, которые в то время трактовались лишь как предотвращение неконтролируемой критичности. Минздрав СССР контролировал соблюдение санитарных правил и норм радиационной безопасности для предотвращения облучения персонала АЭС и окружающего населения сверх допустимого уровня.

Несмотря на то, что надзор осуществлялся тремя государственными органами, он не охватывал всех проблем обеспечения безопасности. Так, теплотехническая надежность активной зоны реакторов, системы аварийного охлаждения и отвода тепла к конечному поглотителю, теплотехнические системы защитной оболочки и другие системы безопасности оставались не подведомственными ни одному из указанных органов надзора. Только после создания в 1984 г. специального государственного органа Госатомэнергонадзора СССР такая ситуация начала преодолеваться.

Надзор за безопасностью в ядерной энергетике, отраженный в ОПБ-73, не был независимым от тех, кто руководил производственной и хозяйственной деятельностью в этой отрасли. Во-первых, все три надзорных ведомства были подчинены Совету Министров СССР, руководившему хозяйственной деятельностью страны, а главной задачей ГКАЭ СССР являлось способствовать использованию атомной энергии. Во-вторых, правила и нормы, за соблюдением которых наблюдали надзорные органы, разрабатывались совместно как производителями, так и теми, кто осуществлял надзор за их деятельностью, а разногласия между ними, если они возникали, могли разрешаться лишь в вышестоящих инстанциях.

Таким образом, государственный надзор, предусмотренный ОПБ-73, по наиболее коренным и принципиальным вопросам не соответствовал общепринятым требованиям, отраженным в стандартах NUSS. Такое положение в большей или меньшей степени сохранялось до образования Госатомнадзора России, который впервые был выведен из непосредственного подчинения Совету Министров. Госатомнадзору России было также предоставлено право самостоятельно разрабатывать

нормы и правила по безопасности АС и принимать в пределах своей компетенции решения, обязательные для других органов государственного управления.

ОПБ-82 и их отличие от ОПБ-73. После выхода в свет ОПБ-73 Управление по надзору в атомной энергетике Госгортехнадзора СССР разработало нормативный документ Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования АЭС, опытных и исследовательских ядерных реакторов и в дальнейшем руководствовались только им. Управление по надзору за ядерной безопасностью ГКАЭ СССР поступило так же, разработав Правила ядерной безопасности (ПБЯ-04-74). Минздравом СССР еще раньше были выпущены Санитарные правила проектирования атомных электростанций № 38/3-08.

Таким образом, на практике оказалось, что ОПБ-73, комплексно формировавшие концепцию безопасности, не попали в сферу непосредственной деятельности существовавших тогда органов государственного надзора за безопасностью АЭС. Правда, многие положения ОПБ-73 почти без изменений вошли в ПБЯ-04-74 и таким образом были взяты на вооружение одним из надзорных органов. В целом же этот документ использовался лишь проектировщиками при разработке проектов новых АЭС. Однако контроль полноты выполнения проектировщиками требований ОПБ-73 на практике никем не проводился.

Опыт применения ОПБ-73 при проектировании новых АЭС (АЭС второго поколения) выявил многие недостатки. Прежде всего ограниченное толкование термина «ядерная безопасность». В результате некоторые ядерные аварии, обусловленные теплофизическими причинами, оказывались вне поля зрения надзорного органа, к ведению которого была отнесена ядерная безопасность. То же самое можно сказать и о таких системах безопасности, как системы аварийного охлаждения реактора и отвода тепла к конечному поглотителю. Локализирующие системы безопасности АЭС также оставались безнадзорными, так как упоминания в ОПБ-73 правил и норм технической безопасности с отнесением к ним вопросов исключения

или ограничения возможности неконтролируемого выхода радиоактивных продуктов за установленные границы оказалось недостаточно.

Разработка новой версии ОПБ была завершена в 1982 г., и документ получил название Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82). В период его разработки уже начали выпускаться документы, разрабатывавшиеся МАГАТЭ по программе NUSS. Они влияли на структуру и содержание ОПБ-82, но в целом концепция безопасности осталась той же, что и в ОПБ-73, хотя в нее были внесены многие важные изменения, обеспечившие более четкое и полное изложение и однозначное восприятие.

Важную часть ОПБ-82 составили основные термины и определения — безопасность АС, ядерная и техническая безопасность АС, авария, ядерная, проектная, максимальная проектная и гипотетическая авария, принцип единичного отказа, отказы по общей причине, необнаруженный отказ, активное и пассивное устройство, пределы и условия безопасной эксплуатации, эксплуатирующая организация и др., всего 41. Определение принципа единичного отказа уточнено, тем самым устранено нелогичное требование ОПБ-73 наряду с исходным событием учитывать два независимых отказа — одного защитного, другого локализирующего устройства.

В соответствии с ОПБ-82 предусматриваемые проектом АС технические средства и организационные меры должны обеспечивать безопасность при любом из учитываемых проектом исходном событии с наложением одного независимого от исходного события отказа активного или пассивного, имеющего механические движущиеся части элемента систем безопасности. Дополнительно к этому должны быть учтены приводящие к нарушению пределов безопасной эксплуатации необнаруженные отказы неконтролируемых при эксплуатации АС элементов, влияющих на развитие аварий. Таким образом, здесь принцип единичного отказа распространен на пассивные элементы, имеющие механические движущиеся части. Это

необходимо было сделать для того, чтобы снять различие в его применении по сравнению со стандартами NUSS, поскольку в них и ОПБ-82 имеются различия в определении активных и пассивных элементов. В ОПБ-82, как и в последующей версии ОПБ-88, единственным признаком активности элемента является зависимость его функционирования от нормальной работы другого элемента или устройства, например, управляющего устройства, энергоисточника и т.п. Наличие механических движущихся частей не является признаком активности элемента, однако влияет на его надежность.

В ОПБ-73 была нечеткость в требовании дополнительно учитывать длительно не обнаруженные отказы. Теперь это требование отнесено только к неконтролируемым при эксплуатации элементам, если таковые имеются.

В ОПБ-82 определены исключения из принципа единичного отказа. Кроме пассивных элементов это высоконадежные активные и имеющие движущиеся части пассивные элементы, если показано, что надежность таких элементов не ниже надежности элементов систем безопасности, отказы которых не учитываются, т.е. пассивных элементов, не имеющих механических движущихся частей. Под исключение подпадают также элементы в период их вывода из работы на короткое время для технического обслуживания, если период времени обоснован на основе анализа надежности системы, в которую он входит.

В ОПБ-82 по аналогии со стандартами NUSS более четко определена проектная основа для разработки систем безопасности. Это так называемые проектные аварии, куда входит и максимальная проектная авария. Последняя однозначно определена в специальном разделе документа, формулирующем дополнительные требования по безопасности для АС с различными типами реакторов. Для водоохлаждаемых реакторов в качестве такой аварии рассматривается мгновенный разрыв трубопровода максимального диаметра с беспрепятственным двусторонним истечением теплоносителя при работе реактора

на номинальной мощности с учетом возможного ее превышения за счет неточности работы системы контроля и управления.

В дополнительных требованиях указаны проектные пределы повреждения ТВЭЛов для нормальной эксплуатации (1-й проектный предел) и проектных аварий (2-й проектный предел), определенные примерно так же, как и в документах Комиссии NRC (США) для водоохлаждаемых реакторов. В стандартах NUSS конкретные значения аналогичных пределов не установлены.

В ОПБ-82 аварии, для которых проектом не предусматриваются технические меры обеспечения безопасности АС, отнесены к гипотетическим. На случай таких аварий требовалось разрабатывать и осуществлять план мероприятий по защите персонала и населения в соответствии с требованиями других нормативных документов, в частности, разрабатываемых санитарными органами надзора.

Раздел ОПБ-82 по государственному надзору за безопасностью АС принципиально не изменился. Но распределение ответственности между тремя органами государственного надзора определено через виды безопасности, за которыми осуществляется надзор: ядерная, техническая и радиационная. Все они, переплетаясь и сложно взаимодействуя между собой, вместе составляют то, что входит в понятие «безопасность АС».

В ОПБ-82 уточнено понятие «ядерная безопасность». Оно определено через понятие «ядерная авария», которая в свою очередь описана как авария с повреждением ядерного топлива или потенциально опасным облучением персонала, вызванная любыми возможными нарушениями нормальных условий использования топлива как ядерно-физических, так и теплофизических, как в реакторе, так и при транспортировке или хранении. В результате уточнения этого понятия системы безопасности, контролирующие состояние ядерного топлива при авариях, попали под надзор Управления по надзору за ядерной безопасностью ГКАЭ СССР.

Термин «техническая безопасность» призван определить сферу компетенции другого государственного органа надзора — Управления по надзору в ядерной энергетике Госгортехнадзора СССР. В ОПБ-82 этот термин определен через понятие прочности оборудования и трубопроводов, повреждения которых могут привести к нарушению отвода тепла от активной зоны реактора, а также способности АС удерживать в герметичной зоне выделившиеся при указанных повреждениях радиоактивные вещества. Совершенно очевидно, что это понятие сформировалось в результате искусственного вычленения из ядерной безопасности АС некоторых аспектов. Однако такой подход оказался необходимым в связи со сложившейся в рассматриваемый период структурой органов государственного надзора и их компетенцией.

Термин «техническая безопасность» в ОПБ-82 имеет оговорку: требования к оборудованию, трубопроводам и системам устанавливаются правилами и нормами, утверждаемыми Госгортехнадзором СССР. На практике это привело к тому, что правила и нормы были разработаны лишь по отношению к оборудованию и трубопроводам реакторных установок и герметичным облицовкам защитных оболочек. Все остальные вопросы проектирования и эксплуатации локализирующих систем безопасности оставались по-прежнему вне поля зрения надзорных органов. Такая ситуация изменилась только после образования в 1984 г. Госатомэнергонадзора СССР — единого государственного органа надзора и контроля за безопасностью АС.

В ОПБ-82 введено новое по сравнению с ОПБ-73 понятие «эксплуатирующая организация», определенная как организация, которой подчинена АС. Однако в условиях централизованной системы управления введение этого понятия, к сожалению, не привело к реализации на практике одного из фундаментальных принципов обеспечения безопасности атомных станций — разделения ответственности между эксплуатирующей организацией и регулирующим органом с возложением всей полноты ответственности за безопасность АС на всех эта-

пах ее создания и эксплуатации на эксплуатирующую организацию. Ответственность за безопасность АС была расплывлена между многочисленными организациями (главным конструктором реактора, научным руководителем, генеральным проектировщиком, изготовителями оборудования), в то время как большинство важнейших вопросов решалось директивно, вышестоящими органами. Дирекция АС в таких условиях могла нести ответственность только за соблюдение предписанного ей регламента эксплуатации.

Такие условия не обеспечивали формирования необходимой культуры безопасности, что и послужило, по оценке Международной Консультативной группы по ядерной безопасности (INSAG) при Генеральном директоре МАГАТЭ, одной из главных причин аварии, произошедшей на Чернобыльской АЭС.

Пересмотр концепции безопасности АС в ОПБ-82 с учетом аварии на Чернобыльской АЭС. Аварийный энергоблок проектировался в соответствии с требованиями ОПБ-73, т.е. согласно концепции, которая в целом отвечала принятой в других странах, развивающих ядерную энергетику. В связи с этим естественно возникает вопрос о том, что же явилось причиной аварии: недостатки концепции или ее неудовлетворительное воплощение? Представляется, что правильным ответом будет указание на обе причины.

На четвертом энергоблоке произошла реактивная авария с разгоном реактора на мгновенных нейтронах из-за его попадания в неустойчивое состояние. Аварийная защита вследствие недостатков конструкции не предотвратила процесс, более того, спровоцировала. Часто это связывают с недостатком конструкции РБМК, состоящим в том, что такие реакторы имеют положительный паровой коэффициент реактивности. В ОПБ-73 запрета на такой паровой коэффициент реактивности нет. Нет его и в аналогичных нормах других стран, включая стандарты NUSS. Слабые места конструкции аварийной защиты РБМК также не являются результатом нарушений

каких-либо нормативов. Они проявились в необычных условиях, в которые реактор был поставлен персоналом.

Как уже отмечалось, группа INSAG в качестве одной из причин аварии указала на недостаток или даже отсутствие на Чернобыльской АЭС необходимой культуры безопасности, что проявилось в чрезмерно смелом (неосторожном) манипулировании реактором при недостаточном знании его свойств и слабых мест.

Культура безопасности ни в ОПБ-73, ни в нормативных документах других стран до аварии на Чернобыльской АЭС не отражалась. Но ведь это проблемы человеческого фактора, которые играли решающую роль во многих других авариях, включая предшествовавшую аварию на АЭС «Три-Майл-Айленд» в 1978 г.

Авария на Чернобыльской АЭС согласно ОПБ-82 относится к разряду гипотетических. Сам термин подчеркивал лишь ее теоретическую возможность. Персонал станции не был готов к адекватным действиям в условиях аварии, поскольку подготовка на случай таких аварий обычно проводилась в самом общем виде.

После аварии на Чернобыльской АЭС стала очевидной необходимость пересмотра концепции безопасности. Ее результатом явилась разработка новой редакции ОПБ-88. Работа над ними совпала по времени с определением группой INSAG основных принципов обеспечения безопасности атомных электростанций. Поэтому в новой редакции Общих положений безопасности (ОПБ-88) был принят во внимание не только отечественный, но и международный опыт.

Как уже было отмечено, новая концепция безопасности в ОПБ-88 включала рассмотрение в проекте тяжелых запроектных аварий, которые раньше считались гипотетическими. Понятие «гипотетическая авария» было исключено. Сценарии таких аварий необходимо проанализировать для того, чтобы выбрать адекватные меры ослабления их последствий. Эти меры по управлению аварией составили новый четвертый уровень глубокоэшелонированной защиты.

Управление аварией осуществляется оперативным эксплуатационным персоналом и прибывшими ему на помощь аварийными командами. Для этого могут использоваться как имеющиеся в распоряжении персонала исправные технические средства нормальной эксплуатации или системы безопасности, рассчитанные на проектные аварии, так и дополнительные специальные технические средства, предусматриваемые в проекте для защиты локализующих систем АС (защитные оболочки) от разрушения при запроектной аварии и ослабления ее последствий за пределами площадки АС. Впервые серьезная деятельность по управлению аварией была продемонстрирована во время аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» и Чернобыльской АЭС.

Если при рассмотрении проектных аварий число учитываемых в процессе их развития отказов ограничивалось принципом единичного отказа, то при определении запроектных аварий ограничение снимается. В связи с этим в ОПБ-88 приобретает обязательный характер требование о проведении количественно-вероятностных анализов безопасности. Раньше такое требование обуславливалось наличием необходимых исходных данных по надежности элементов и не выполнялось. Из текста ОПБ-88 эти условия были исключены.

В связи с обязательностью применения количественно-вероятностных методов анализа безопасности на всех этапах создания и эксплуатации АС в ОПБ-88 внесены некоторые целевые ориентиры, выраженные в вероятностных терминах. Это, во-первых, вероятность неприемлемого события, которая принята равной 10^{-7} (реактор·год)⁻¹. В качестве такого события принята эвакуация населения крупных населенных пунктов с числом жителей, превышающим 100 тыс. чел. Достижению такой цели должно быть подчинено проектирование дополнительных специальных технических средств для управления аварией, которые соответствующим образом должны ограничить аварийный выброс радиоактивных продуктов за пределы АС. С такой же вероятностью должно быть исключено катастрофическое разрушение корпуса реактора, что должно быть

также показано в проекте. Во-вторых, для исключения запроектных аварий с тяжелыми повреждениями или расплавлением активной зоны в качестве целевого ориентира задана вероятность 10^{-5} (реактор-год)⁻¹.

Задание в ОПБ-88 некоторых целевых ориентиров безопасности в терминах вероятности не означает перехода на количественное нормирование безопасности АС. Госатомнадзор России не готов к этому, да и в будущем маловероятно, чтобы такой переход мог оказаться целесообразным. Это связано в большей мере с субъективистским, теоретическим характером оцениваемых вероятностей, опирающихся на множество условий, которые в реальной жизни не являются застывшими, а подвижны и зависят от многих факторов, в том числе такого трудно прогнозируемого фактора, как поведение человека. Эти вероятности выражают лишь степень нашего доверия к принимаемым мерам безопасности или нашей уверенности в их эффективности в отличие от объективных значений вероятностей, отражающих статистику наблюдаемых частот. Поэтому пока еще преждевременно рассматривать указанные ориентиры в качестве абсолютных критериев. Наряду с такими оценками и ориентирами, которые безусловно важны для принятия правильных решений, необходимо иметь детерминистические критерии приемлемого уровня безопасности. Такие критерии изложены в ОПБ-88. В качестве одного из них фигурирует признак наличия у реактора свойства внутренней самозащищенности. Если на основе использования такого свойства и принципов устройства реактора запроектные аварии с тяжелым повреждением или расплавлением активной зоны могут быть исключены, специальные дополнительные средства для управления авариями могут не применяться.

В ОПБ-88 существенно расширено понятие «системы и элементы, важные для безопасности». Если в ОПБ-82 к таким системам относились лишь системы нормальной эксплуатации, отказы которых приводят к исходным событиям аварий, т.е. требующим функционирования систем безопасности, то в

ОПБ-88 к ним отнесены все системы нормальной эксплуатации, отказы которых, нарушая нормальную эксплуатацию могут приводить к проектным и запроектным авариям через наложение других отказов. Кроме того, в ОПБ-88, кроме систем, включены и элементы. Данное определение настолько расширяет круг систем и элементов, важных для безопасности, что в него входят все системы и элементы, имеющие какую-либо связь с основным технологическим процессом.

При вероятностном анализе безопасности влияние каждого элемента на безопасность может быть оценено вкладом, вносимым в риск тяжелой аварии. Была разработана классификация элементов по их влиянию на безопасность и включена в ОПБ-88. При этом она осталась такой же, как и в ОПБ-82, т.е. только по назначению, а для элементов, важных для безопасности, введено три класса безопасности.

К элементам АС, отнесенным к первому классу безопасности в нормативно-технических документах следующего уровня, к которым, например, относятся Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок, предъявляются высокие требования по качеству на всех этапах жизненного цикла элемента в соответствии с достигнутым уровнем технологии. Типичным примером такого элемента АС является корпус реактора. Отнесение к реактора к первому классу безопасности дает основание не рассматривать в проекте его катастрофические разрывы в результате хрупкого разрушения.

Принадлежность элемента АС к классу безопасности, назначаемому его разработчиком совместно с генпроектантом, будет определять отношение к нему со стороны лиц, выполняющих какие-либо работы с этим элементом в течение всего последующего срока службы. Каждый элемент маркируется в соответствии с назначенным ему классом безопасности. Таким образом, принадлежность к классу безопасности становится важнейшим признаком любого элемента АС.

Еще одним важным новым понятием, вошедшим в ОПБ-88, является «культура безопасности» — квалификационная и

психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности АС является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность.

Это понятие впервые введено в современную концепцию безопасности в INSAG-3 в качестве одного из фундаментальных принципов, являющегося результатом извлечения уроков из аварии на Чернобыльской АЭС. Именно недостаток культуры безопасности в самом широком смысле понятия явился главной причиной аварии. Теперь достижение необходимой культуры безопасности будет обеспечиваться через нормативное регулирование. Госатомнадзор России включил INSAG-4 «Культура безопасности» в число рекомендуемых руководящих документов.

Важное влияние на безопасность АС оказывает система нормативных документов, на основе которой регулируется безопасность.

В России разработка стандартов для промышленности, норм и правил для строительства регулируется Госстандартом и Госстроем, поэтому их применение носит обязательный характер. В прежней системе нормативных документов по безопасности АС взаимосвязь этих документов со стандартами и строительными нормами и правилами не регулировалась. Поэтому на практике возникали трудности. В новой системе нормативных документов этот вопрос решен. В ОПБ-88 указывается, что все системы и элементы, важные для безопасности, должны проектироваться в соответствии со специальными нормами и правилами. Последние же определены как нормы и правила, одобренные для применения в ядерной энергетике государственными органами надзора и контроля за безопасностью. Это могут быть как специально разработанные для ядерной энергетике и одобренные Госатомнадзором России нормы и правила, так и любые другие нормы и правила, в том числе и промышленные стандарты, применение которых разрешено Госатомнадзором России.

В новой концепции безопасности предусматривается обеспечение качества по принятому в международной практике образцу.

В ОПБ-88 уточнено понятие «эксплуатирующей организации» — оно сформулировано в соответствии с принципом разделения ответственности между эксплуатирующей организацией и государственным регулирующим органом. На эксплуатирующую организацию возложена вся полнота ответственности за безопасность атомной станции, которая не снимается в связи с самостоятельной деятельностью и ответственностью других организаций, в том числе проектировщиков, конструкторов, изготовителей оборудования, а также органов государственного надзора и контроля. Эксплуатирующая организация обязана на свою деятельность получить разрешение органов государственного надзора и контроля.

Из ОПБ-88 исключен раздел дополнительных требований для конкретных типов реакторов. Эти требования перенесены в Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС-89), относящиеся к нормативным документам следующего уровня. Аналогичным образом были перенесены в Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных станций (ПНАЭГ-10-021-90) детальные требования по установке изолирующих устройств защитной оболочки, содержащиеся в ОПБ-82.

В разделе ОПБ-88, посвященном государственному надзору за безопасностью атомных станций, исключены указания на конкретные государственные органы, поскольку эти вопросы регулируются соответствующими законодательными актами или постановлениями высших органов государственной власти. Соответственно исключен термин «техническая безопасность».

В целом в ОПБ-88 более полно и последовательно представлена современная концепция безопасности атомных станций России, развивавшаяся в течение многих лет с учетом отечественного и зарубежного опыта.

Заключение. Развитие концепции безопасности атомных

станций в России нельзя считать завершенным. Ядерная энергетика после аварии на Чернобыльской АЭС продолжает развиваться, несмотря на некоторый спад. Особый характер это развитие приобрело в связи с теми общими изменениями, которые происходят в стране. В России впервые создан независимый государственный орган для надзора за безопасностью: Федеральный надзор России за ядерной и радиационной безопасностью (Госатомнадзор России). На этот орган, кроме надзора, возложены функции регулирования безопасности, в том числе путем установления соответствующих критериев и принципов безопасности. В связи с вводимой в России децентрализацией управления хозяйством появилась возможность в еще большей степени приблизить подходы к регулированию и надзору за ядерной и радиационной безопасностью к общепринятым международным. В связи с этим Госатомнадзор России начал осуществлять переход к системе лицензирования деятельности в ядерной энергетике. Теперь в качестве обосновывающих материалов при выдаче лицензий на строительство и эксплуатацию атомных станций будет разрабатываться и представляться заявителем регулирующему органу соответствующий отчет по обоснованию безопасности — предварительный или окончательный, аналогично тому, как это принято на Западе.

В России действительно формируются эксплуатирующие организации, которые реально смогут взять на себя всю полноту ответственности за безопасность атомной станции.

В связи с происходящими переменами планируется новый пересмотр Общих положений обеспечения безопасности атомных станций.

1.3. НЕИЗВЕСТНЫЕ СТРАНИЦЫ ИЗ ИСТОРИИ СОЗДАНИЯ ГОСАТОМНАДЗОРА РОССИИ

*(Госатомнадзору России- 20 лет.
Книга очерков-воспоминаний.-
М.: НТЦ ЯРБ, 2003 г.)*

Госатомнадзор России является правопреемником соответствующих государственных органов СССР и, в частности, впервые созданного в СССР в 1983 году органа государственного надзора за безопасным ведением работ на атомных электростанциях - Госатомэнергонадзора СССР. По этой причине датой создания Госатомнадзора России считается указанная дата создания его предшественника. К этому времени атомная энергетика СССР уже прошла почти тридцатилетний путь развития после пуска в Советском Союзе в 1954 году первой в мире атомной электростанции, не подвергаясь техническому контролю со стороны независимого вневедомственного органа государственного надзора, поскольку таковой в Советском Союзе создан не был. Это ненормальный подход, характерный для командно- административной системы управления Советского Союза, поскольку нормально в странах, вступающих на путь развития атомной энергетике, с учетом огромной потенциальной опасности ядерных источников энергии это развитие начинается с образования органа государственного надзора за обеспечением безопасности на объектах атомной энергетике.

В Советском Союзе атомная энергетика явилась побочным продуктом создания ядерного оружия и поначалу развивалась по законам, характерным для развития соответствующего оружейного комплекса. Ведомства, олицетворявшие его, носили закрытый характер и развивались изолированно от остальной промышленности Советского Союза, где относи-

тельно независимый, вневедомственный технический контроль, в том числе на энергетических объектах, осуществлял Госгортехнадзор СССР.

Начало развития системного подхода к безопасности атомной энергетики в Советском Союзе было связано с передачей в 1966 году первых промышленных атомных электростанций, Белоярской и Нововоронежской, в ведение Минэнерго СССР, где было создано специальное главное управление по атомной энергетике - Главатомэнерго. Эти станции проектировались, строились и вводились в эксплуатацию Минсредмашем СССР - закрытым ведомством упомянутого выше оружейного комплекса. Многие из принятых на них технических решений, таких, например, как полное отсутствие эксплуатационного контроля металла контура радиоактивного теплоносителя, работающего под давлением, неремонтопригодность корпуса и внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР Нововоронежской АЭС и т.п., были необычными для энергетических объектов и признаны специалистами Минэнерго СССР, накопившими огромный опыт и высокую техническую культуру в области разработки, строительства и эксплуатации энергетических объектов, неприемлемыми для столь опасного объекта, каким является атомная электростанция.

Уже с 1968 года по линии Постоянной комиссии СЭВ по электроэнергии, где под председательством начальника Главатомэнерго была создана секция атомных электростанций, начали разрабатываться Общие принципы обеспечения безопасности атомных электростанций. Эта работа завершилась созданием в 1971 году Общих положений обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации (ОПБ-71) - документа, впервые устанавливавшего для атомных электростанций в СССР общепринятые в мире подходы к обеспечению безопасности АЭС. Закрытость деятельности на начальном этапе развития атомной энергетики СССР привела к тому, что первая редакция этого нормативного документа имела гриф «для служебного пользования», что затрудняло его применение на предприятиях

Минэнерго СССР, деятельность которых в основном носила открытый характер. В 1973 году документ был переиздан и получил сокращенное наименование ОПБ-73, с него снят гриф секретности.

Примерно в это же время в составе Госгортехнадзора СССР, осуществлявшего технический надзор за безопасным ведением работ на энергетических объектах, образуется Управление по надзору за безопасным ведением работ на атомных электростанциях. Под эгидой управления разрабатываются нормативные документы по вопросам устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных электростанций, их сварных соединений и вопросов прочности. Это традиционные вопросы для деятельности Госгортехнадзора СССР на энергетических объектах. К сожалению, другие вопросы безопасности АЭС остались вне поля зрения этого органа.

Следует сказать, что несмотря на передачу атомных электростанций в ведение Минэнерго СССР, монополия на техническую политику в этой области оставалась за Минсредмашем. Отсюда и реализация инициатив Минэнерго СССР по повышению безопасности АЭС требовала огромных усилий. Для повышения эффективности этой деятельности к участию в ней привлекались научные организации Минсредмаша, например, Курчатовский институт, выполнявший в Минсредмаше функции научного руководителя по реакторным установкам. Тем не менее, все определялось позицией, занимаемой чиновниками из Минсредмаша. Вот как описывает ситуацию с управлением атомной энергетикой в своих воспоминаниях бывший директор отделения ядерных реакторов ИАЭ им. И.В. Курчатова, а впоследствии заместитель министра среднего машиностроения В.А. Сидоренко в книге «История атомной энергетики Советского Союза и России», выпуск 1, изданной в 2001 году Российским научным центром «Курчатовский институт»:

«Можно утверждать, что, как правило, компетентность сотрудников аппарата Главка¹ не отвечала их полномочиям.

¹ Речь идет о главных управлениях Минсредмаша (*примечание автора*).

Правильность и эффективность формируемых и принимаемых решений очень сильно зависела от способности человека опираться на компетентность специалистов из организаций. (Вероятно, это применимо и более широко к закономерностям управления.) И некоторой обобщенной целью взаимодействия Института- разработчика с Главком, как правило, было превратить свое понимание и мнение в понимание и мнение Главка».

По существу, Чернобыльская авария в значительной мере явилась следствием именно такого стиля управления атомной энергетикой. Впоследствии международной группой экспертов, приглашенной МАГАТЭ² для анализа ее причин, в качестве одной из основных был назван недостаток «культуры безопасности». Сам термин «культура безопасности» был порожден анализом причин Чернобыльской аварии.

Эта авария произошла тогда, когда Госатомэнергонадзор СССР уже существовал. Однако около трех лет его деятельности было явно недостаточно для того, чтобы повлиять на состояние дел с безопасностью в атомной энергетике. Тем более, что при его образовании во главе этого ведомства был поставлен «человек Минсредмаша», бывший начальник Главного управления атомных энергетических установок, а затем заместитель министра среднего машиностроения Е.В. Кулов. После Чернобыльской аварии его освободили от этой должности.

Выпуск в свет ОПБ-71 и ОПБ-73 обеспечивал формирование нового комплексного подхода к АЭС, как к объекту повышенной опасности. Очень скоро он был признан высшим нормативным документом по безопасности АЭС, формирующим ее концепцию. Однако до 1983 года его применение в значительной мере носило факультативный характер, ибо отсутствовал орган государственного надзора, который бы контролировал выполнение требований нормативного документа. Несмотря на то, что в это время в Советском Союзе существовало три государственных органа надзора за безопасностью АЭС (Госатомнадзор при Минсредмаше СССР, Госсаннадзор при

² Международное агентство по атомной энергии

Минздраве СССР и упоминавшиеся выше новое Управление при Госгортехнадзоре СССР), часть важных вопросов безопасности, таких, например, как охлаждение ядерного топлива, в том числе аварийное, принципы резервирования систем безопасности, анализ аварий и т.п., оставались вне их поля зрения. По этой причине специалисты Минэнерго СССР под руководством Главатомэнерго и Главтехуправления по эксплуатации электрических станций и сетей постоянно поднимали вопросы повышения безопасности АЭС, в том числе вопрос о создании полноценного независимого органа государственного надзора за безопасностью АЭС, который бы полностью контролировал выполнение всех требований ОПБ. В решении этих вопросов Главатомэнерго опирался на специалистов Отделения атомных электростанций Всесоюзного теплотехнического института им. Ф.Э. Дзержинского, подведомственного Главтехуправлению Минэнерго СССР, которые неоднократно готовили для высших инстанций специальные докладные записки с обзорами состояния безопасности атомных электростанций Советского Союза и рекомендациями по ее повышению. Однако все попытки решить положительно вопрос о создании единого независимого органа государственного надзора долгое время оставались безуспешными.

В 1983 году вопрос создания единого независимого органа государственного надзора за безопасностью атомных станций был рассмотрен на заседании Совета Министров СССР, председателем которого в то время был Н.А. Тихонов, но, к сожалению, с отрицательным результатом. Образование такого органа было признано нецелесообразным. Очевидно, здесь сказалось нежелание «всемогущего» Минсредмаша сделать еще один шаг по пути к утрате своей монополии. Однако, несмотря на такое решение Совета Министров СССР, примерно через месяц независимый орган государственного надзора за обеспечением безопасности атомных станций в лице Госатомэнергонадзора СССР был создан постановлением ЦК КПСС и Совета Министров СССР. Что же такое произошло и что скрывалось за этой интригой?

В 1982 году, после смерти Л.И. Брежнева, при котором в стране возобладали консервативные тенденции и начали нарастать негативные процессы в экономике, социальной и духовной сферах жизни общества, генеральным секретарем ЦК КПСС стал Юрий Владимирович Андропов, бывший до этого председателем КГБ СССР. Стремясь остановить нараставший в партии и государстве кризис, он использовал в качестве источника независимой объективной информации о положении дел в стране так называемых кураторов, сотрудников КГБ, закрепленных за всеми предприятиями и учреждениями и следивших за соблюдением государственной тайны. Теперь им, помимо основной работы, поручили собирать информацию о состоянии дел на предприятиях и в учреждениях по основному виду деятельности. Был такой куратор и в ВТИ им. Ф.Э. Дзержинского. Он приглашал ведущих сотрудников для бесед, вникал в суть производственной деятельности, выяснял трудности и проблемы. Мне, возглавлявшему в то время Лабораторию безопасности АЭС в Отделении атомных электростанций, также довелось неоднократно беседовать с этим куратором. Естественно, что, воспользовавшись такой возможностью, я, как и другие ведущие специалисты института, излагал ему все наши горести и проблемы с безопасностью в атомной энергетике. Однажды наш куратор предложил мне подготовить подробную докладную записку о состоянии дел с безопасностью в атомной энергетике, что я легко и с готовностью сделал, тем более, что подобные докладные записки составлялись и ранее и неоднократно направлялись в высшие инстанции, но не имели результата. На этот раз положительный результат был достигнут.

Спустя некоторое время после создания Госатомэнергонадзора СССР наш куратор позвонил мне и поблагодарил за удачно проведенную операцию, за которую он получил правительственную награду.

1.4. КУЛЬТУРА ТЕХНИЧЕСКОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Соавтор: В.А. Сидоренко

*(Бюллетень по атомной энергии.-
М.: ЦНИИАтоминформ, № 7 2007 г.)*

Вместо предисловия

22 декабря 2006 года, т.е. в День энергетика, в Ростехнадзоре состоялась встреча Руководства этого ведомства с ветеранами надзорной деятельности. В этой встрече принимали участие представители атомного надзора, для которых День энергетика – праздник. Однако эта встреча к празднику Дня энергетика не имела никакого отношения. На входе в здание бывшего Госатомнадзора России значились огромные цифры «287» - столько лет назад указом Петра 1 впервые в России была создана государственная служба горного надзора. Именно эта годовщина послужила поводом для указанной встречи ветеранов. Ветераны – атомщики, при всем уважении к этой годовщине не имеют к ней никакого отношения, а потому чувствовали себя на этой встрече весьма неуютно. У атомщиков есть свои знаменательные даты и свои предметы гордости за достижения прошлых лет, которые далеко не всегда гармонируют с аналогичными предметами других надзорных органов, которые теперь все объединены в одно ведомство. Это то и беспокоит и требует более детального анализа.

Создание Госатомэнергонадзора СССР и оценка его надзорной деятельности.

До 1983 года в Советском Союзе не было самостоятельного государственного органа, осуществляющего надзор за безопасным ведением работ в области использования атомной

энергии. Частично такой надзор осуществлялся Госсаннадзором СССР и Госгортехнадзором СССР по отдельным вопросам, относящимся к их компетенции, а вопросы ядерной безопасности курировались ведомственным надзором, да и то не полностью [1]. В 1983 г., спустя почти 30 лет после пуска в Советском Союзе Первой в мире атомной электростанции был создан Госатомэнергонадзор СССР для надзора за безопасным ведением работ на атомных электростанциях и судах морского флота с ядерными энергетическими установками. Все остальные работы в области использования атомной энергии остались в основном под ведомственным надзором.

Нужно сказать, что в Советском Союзе с его командно-административной системой управления народным хозяйством даже надзор, осуществляемый самостоятельным государственным органом, больше походил на ведомственный надзор, чем на независимый, так как все органы власти и развивающие атомную энергетику и осуществлявшие надзор за её безопасностью управлялись из одного центра, отвечавшего за развитие этого направления.

В 1986 году произошла самая тяжелая за всю историю развития атомной энергетики чернобыльская авария. К этому времени Госатомэнергонадзор СССР практически еще не успел сформироваться, чтобы оказать серьезное влияние на безопасность в этой отрасли. Чернобыльская авария оказала серьезное влияние на дальнейшее развитие атомной энергетики в Советском Союзе и во всем мире, а также на формирование и работу Госатомэнергонадзора СССР.

В это время в МАГАТЭ при генеральном директоре была создана Международная консультативная группа по ядерной безопасности (INSAG), которой было поручено расследование причин чернобыльской аварии. Были созданы и другие группы и комиссии для той же цели, в том числе и в Госатомэнергонадзоре СССР.

В процессе работы группы INSAG в обиход ядерного сообщества был введен новый термин «культура безопасности», недостаток которой и был признан одной из основных причин

чернобыльской аварии. В дальнейшем этот термин был воспринят Госатомэнергонадзором СССР и введен в нормативную практику по ядерной и радиационной безопасности Советского Союза. В общих положениях обеспечения безопасности ОПБ-88 [2], которые были разработаны после чернобыльской аварии, этот термин был определен следующим образом:

«Культура безопасности - квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности АС является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность».

Приоритет безопасности над всеми другими видами деятельности, в том числе и над основной производственной деятельностью - это новая концепция, которая требовала серьезных изменений и перестройки психологии и практики создания и эксплуатации опасных объектов.

Еще одно принципиальное изменение, которое было сформулировано после чернобыльской аварии и введено в нормативную практику Советского Союза – это изменение положения эксплуатирующей организации. Необходимо было, чтобы эксплуатирующая организация отвечала не только за собственно эксплуатацию, но и в целом за безопасность объекта. В этом отношении в ОПБ-88 было записано:

«Эксплуатирующая организация обеспечивает безопасность АС и несет за неё полную ответственность, включая меры по предотвращению аварий и снижению их последствий, учет и хранение ядерных материалов и радиоактивных веществ, охрану окружающей среды и контроль за её состоянием в санитарно-защитной зоне и в зоне наблюдения, а также за использованием АС только для тех целей, для которых она была спроектирована и построена.

Ответственность эксплуатирующей организации не снимается в связи с самостоятельной деятельностью и ответственностью предприятий (организаций), выполняющих для АС работы или предоставляющих услуги, а также органов Государственного надзора и контроля».

Однако это легче было записать в ОПБ-88, чем реализовать на практике в условиях командно-административной системы Советского Союза. Только после распада Советского Союза в 1991 году, создания нового Госатомнадзора России и особенно после принятия Государственной думой в 1995 году Федерального закона «Об использовании атомной энергии» [3], установившего правовые отношения в области использования атомной энергии и новые принципы технического регулирования безопасности в этой области, удалось реализовать указанные выше принципиальные положения на практике.

В 1990 году авторы, один из которых входил в то время в руководство Госатомэнергонадзора СССР, а затем сменившего его Госпроматомнадзора СССР в результате его объединения с Госгортехнадзором СССР, в сотрудничестве с еще одним из руководителей в статье «Безопасность АС и ее государственное регулирование», опубликованной в журнале «Безопасность труда в промышленности» [4], так характеризовали существовавшую тогда в Советском Союзе надзорную деятельность, обосновывая необходимость её коренного изменения и перехода к так называемой лицензионно-регулирующей деятельности:

«Госатомэнергонадзором СССР осуществлялась, а сейчас Госпроматомнадзором СССР продолжает осуществляться так называемая надзорная и контрольно-профилактическая деятельность на подконтрольных предприятиях.

Надзор ведется за соблюдением должностными лицами и персоналом подконтрольных организаций, предприятий и объектов атомной энергетики требований нормативно-технической документации по безопасности в целях предупреждения возникновения и развития аварий на объектах атомной энергетики; контроль — за обеспечением соответствия подконтрольных систем, сооружений, конструкций и оборудования объектов атомной энергетики требованиям НТД на всех этапах их создания, эксплуатации и снятия с эксплуатации.

Чем же отличается эта деятельность от лицензионно-регулирующей? Здесь можно выделить несколько аспектов. Во-пер-

вых, такая деятельность ведется непрерывно. Основные ее исполнители — инспектора, постоянно работающие на подконтрольных предприятиях, в организациях и на объектах атомной энергетики. При такой организации контрольно-профилактической и надзорной работы местные инспекции надзорного органа (в нашем случае Госпроматомнадзора СССР) практически сливаются с персоналом подконтрольных предприятий, организаций и объектов атомной энергетики и подменяют собой деятельность внутренних контрольно-надзорных служб. Все это усугубляется и закрепляется социально-бытовой зависимостью местных инспекций от подконтрольных предприятий, организаций и объектов атомной энергетики.

Естественно, что при таких условиях деятельность государственного органа надзора постепенно превращается из преимущественно запрещающей отступления от действующих регламентов, норм и правил в преимущественно разрешающую. Как правило, такие действия мотивируются государственными интересами по энергоснабжению страны.

Указанный стереотип мышления характерен для прошлого периода, когда прямая, хотя бы незначительная, сиюминутная выгода признается, а намного большая и долговременная, но не прямая отвергается, так же, как и ущерб, который может впоследствии наступить за прямой, сиюминутной выгодой. Таким образом, вольно или невольно производство электроэнергии или выполнение планов по другим видам работ становится приоритетной задачей не только для подконтрольных предприятий и организаций, но и для государственного органа надзора. Вопросы, решение которых оперативно выносятся в центральный аппарат, также чаще всего реализуются исходя из тех же приоритетов.

Таким образом, государственный орган, который должен стоять на страже безопасности, на деле превращается в орган, узаконивающий отступления, т. е. официально прикрывающий нарушения.

Во-вторых, контрольно-профилактическая и надзорная работа, будучи текущей, не носит комплексного характера. Разре-

шения выдаются каждому исполнителю также на отдельные части работы, в связи с чем опасные взаимодействия различных частей могут быть упущены. В-третьих, рассматриваемая деятельность ведется строго по имеющимся нормативным или техническим документам. Проблемы, существенные для безопасности, но выходящие по тем или иным причинам за рамки этих документов, практически не могут быть проанализированы и объективно оценены.

Переход к лицензионно-регулирующей деятельности позволяет устранить все эти недостатки и получить действительно эффективный надзор. При такой форме деятельности внимание регулирующего органа сосредотачивается на нескольких основных этапах создания и функционирования объекта атомной энергетики, таких как выбор площадки, строительство, эксплуатация, использование топлива, снятие с эксплуатации. На каждом этапе выдается лицензия на право ведения работ, для чего проводится экспертиза, носящая комплексный характер. Лицензии выдаются на всех этапах только единственной эксплуатирующей организации, которая, обращаясь в регулирующий орган, представляет ему необходимые обосновывающие материалы и несет ответственность за них, в связи с чем должна вести собственный контроль заказчика за всеми подрядными организациями, выполняющими отдельные работы. Объект атомной энергетики при такой системе в лице эксплуатирующей организации приобретает полноценного хозяина. Лицензия должна содержать условия, индивидуальные для каждого объекта. Они могут выходить за рамки нормативных документов, ибо **сама** лицензия становится главным документом. В ней могут гибко и оперативно учитываться меняющиеся конкретные условия.

Вся последующая регулирующая деятельность заключается в надзоре за строгим соблюдением лицензий. Отступления недопустимы. К нарушителям применяют различные санкции вплоть до ликвидации лицензий, как указано в приведенном выше документе INSAG-3³. Надзор осуществляется комплексно

³ В статье имелась ссылка на документ, разработанный Международной консультативной группой по ядерной безопасности при генеральном директоре МАГАТЭ «Основные принципы безопасности атомных

периодическими инспекциями. Местные инспекции ликвидируются, основная нагрузка ложится на центральные и региональные органы. Инспектор-резидент на объекте обеспечивает главным образом связь с региональными и центральными органами и решает отдельные конкретные задачи».

Почти полностью эта программа была реализована Госатомнадзором России только после распада Советского Союза.

Госатомнадзор России и новые формы технического регулирования безопасности.

Госатомнадзор России (первоначально Госатомнадзор РСФСР) был создан в 1991 году при образовании российских органов власти путем выделения его из Госпроматомнадзора СССР, поскольку объединение в одном государственном органе горнопромышленного и атомного надзоров себя не оправдало. При этом в ведение Госатомнадзора России кроме атомных электростанций и ядерных энергоустановок судов были переданы предприятия топливного цикла и радиационные источники, используемые в народном хозяйстве.

Одним из первых актов Госатомнадзора России было принятие в соответствии с концепцией «культуры безопасности» и возложенными на него функциями двух Заявлений о политике:

1. «Государственное регулирование ядерной и радиационной безопасности на территории Российской Федерации». Принято коллегией Госатомнадзора России 31 марта 1992 г. [5].

2. «Лицензии на деятельность по производству и использованию ядерных материалов, атомной энергии, радиоактивных веществ и изделий на их основе». Принято коллегией Госатомнадзора России 11 июня 1992 г. [6].

Таким образом, Госатомнадзор России сразу же после его образования начал функционировать как государственный орган регулирования безопасности в области использования атомной энергии.

В заявлениях о политике Госатомнадзором России сформулированы важнейшие принципы лицензионно-регулирующей деятельности. Наиболее важным из них является «принцип

разграничения ответственности», который ввиду его значимости воспроизводится полностью:

«Стороны, осуществляющие деятельность по производству и использованию ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ и по государственному регулированию ядерной и радиационной безопасности, несут определенную и строго разграниченную ответственность за обеспечение безопасности.

а. Юридические и физические лица, намеревающиеся заниматься или занимающиеся на территории Российской Федерации любой деятельностью по производству и использованию ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ, должны обладать достаточными техническими возможностями, финансовыми, материальными и иными ресурсами для безопасного ее осуществления, несут полную и окончательную ответственность за безопасность такой деятельности, включая ответственность за ущерб от радиационного воздействия. Период ответственности за ущерб от радиационного воздействия, ее финансовые пределы, право регресса, исковая давность определяются законодательными актами Российской Федерации. Эта ответственность никоим образом не уменьшается в связи с самостоятельной деятельностью и ответственностью Госатомнадзора России, других органов государственного регулирования и надзора, а также проектировщиков, поставщиков, строителей, иных лиц, выполняющих работы и предоставляющих услуги в области производства и использования ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ.

Перед началом или для продолжения своей деятельности по производству и использованию ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ юридические и физические лица обязаны получить от Госатомнадзора России соответствующие лицензии (разрешения) на право проведения такой деятельности в соответствии с законодательными актами Российской Федерации.

б. Госатомнадзор России в рамках своей компетенции несет ответственность за установление критериев безопасности

при производстве и использовании ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ; организацию и проведение эффективного лицензионного процесса; осуществление государственного надзора за деятельностью, связанной с производством и использованием ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ, в соответствии с требованиями законодательных актов Российской Федерации, правил и норм, условиями лицензий (разрешений); осуществление государственного надзора и контроля за соблюдением международного режима безопасного использования атомной энергии, ядерных материалов, гарантий нераспространения ядерных технологий, материалов и их физической защиты.

Регулирующие требования Госатомнадзора России будут нацеливать юридические и физические лица, деятельность которых регулируется, на достижение признанного в международной практике уровня безопасности и снижение неизбежного остаточного риска. Госатомнадзор России будет стремиться избегать принятия регулирующих требований, которые могли бы необоснованно ограничивать деятельность юридических и физических лиц, оставляя достаточно свободы для реализации ими полной и окончательной ответственности за безопасность своей деятельности».

Из этого принципа следует, что со стороны регулирующего органа не должны предприниматься никакие действия, которые могли бы привести к переносу ответственности с эксплуатирующих организаций на регулирующий орган. Все организационные и технические решения по обеспечению безопасности эксплуатирующая организация со своими подрядчиками должны принимать самостоятельно в соответствии с действующими нормами и правилами и нести за них полную ответственность. Нормы и правила, требования которых являются обязательными, устанавливаемые регулирующим органом, должны оставлять достаточно простора для творчества проектировщиков и других разработчиков опасных объектов. Там же где норм и правил недостаточно для принятия обоснованных решений

разработчики должны руководствоваться принципом учета «достигнутого уровня науки и техники», впервые сформулированного в ОПБ-88.

Принимавшиеся ранее в Советском Союзе на высоком административной уровне с участием государственных органов надзора и контроля основные положения по вопросам безопасности крупных опасных объектов теперь не должны приниматься. Это исключительно прерогатива эксплуатирующей организации. Никакие технические решения эксплуатирующей организации, влияющие на безопасность, в том числе технические задания, проекты и т.п. не должны согласовываться регулирующим органом. Регулирующий орган не должен принимать участия в расследованиях, проводимых эксплуатирующей организацией и в любых других совместных акциях, влияющих на безопасность. В подобного рода деятельности регулирующий орган может выступать лишь в качестве наблюдателя, своевременно получая необходимую информацию, оценивая её и принимая решения в рамках своей компетенции и в соответствии возложенными на него обязанностями по лицензионно-регулирующей деятельности. При необходимости, регулирующий орган проводит собственные независимые расследования.

Такой подход полностью соответствует международным принципам, зафиксированным в соответствующих документах МАГАТЭ, а после принятия в 1995 г. Федерального закона «Об использовании атомной энергии» и в законодательстве России. Такая деятельность полностью соответствует международной Конвенции о ядерной безопасности, принятой в 1994 г., к которой присоединилась Россия. С тех пор Госатомнадзор России уже трижды успешно отчитывался на специальных совещаниях МАГАТЭ по выполнению этой Конвенции

Таким образом, за годы своего существования с 1991 года по 2004 год Госатомнадзор России сформировался как полноценный государственный регулирующий орган в области использования атомной энергии, полностью соответствующий всем международным нормам и принципам, сложившимся для такой деятельности. Этому в значительной мере способствовал

провозглашенный в Заявлении о политике «принцип открытости», в том числе и для международного сотрудничества с регулирующими и надзорными органами других стран. Такое сотрудничество в значительной мере способствовало восприятию зарубежного опыта и формированию Госатомнадзора России как современного регулирующего органа.

Новый этап деятельности атомного надзора в составе объединенного органа.

Несмотря на неудовлетворительный опыт объединения атомного и промышленного надзоров в конце 80-х годов в Советском Союзе в ходе административной реформы в 2004 году Госатомнадзор России вновь был объединен с Госгортехнадзором и другими надзорными органами в одно ведомство - Федеральную службу по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор). После полного реформирования Госатомнадзора России в предыдущие годы в государственный регулирующий орган оснований для такого объединения было еще меньше, чем в прошлом. Теперь задачи и методы работы атомного надзора и всех остальных надзоров не имели ничего общего. Стиль и методы работы всех надзоров кроме атомного остались практически такими же, как были в Советском Союзе. Атомный же надзор, как было показано выше, коренным образом изменился. Это можно даже видеть из Положения о Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору [7], в котором практически отражены задачи и методы, сложившиеся в каждом надзоре к моменту их объединения.

В отношении атомного надзора установлено, что Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору является органом государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии. По остальным направлениям это либо специально уполномоченный орган, либо орган государственного надзора.

В отношении атомного надзора Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору осуществляет лицензирование всех видов деятельности: по размещению, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации

ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов.

По другим направления надзора лицензируется главным образом эксплуатация контролируемых производств. Отсюда можно заключить, что на этих производствах роль эксплуатирующих организаций осталась такой же ограниченной, как и была в Советском Союзе.

Для атомного надзора предусмотрено согласование только квалификационных справочников должностей руководителей и специалистов и перечней радиоизотопной продукции, ввоз и вывоз которой не требует лицензий. По некоторым другим надзорам предусмотрено согласование даже технических проектов, что как указывалось выше, исходя из принципа разграничения ответственности просто недопустимо.

Интересные взгляды на задачи и роль Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору высказаны её руководителем К.Б. Пуликовским в интервью, опубликованном в информационно-аналитическом издании «Советник президента» №41 2006 г.:

«...Мы призваны помогать бизнесу развивать производство и в то же время напоминать о том, что производственная деятельность должна отвечать всем требованиям безопасности».

«Согласно установленным нормам Ростехнадзор проводит проверки в двух случаях — либо собственник, намеревающийся строить тот или иной объект, обращается к нам с просьбой провести экспертизу, либо поводом к проверке становится та или иная чрезвычайная ситуация на объекте».

«...Но мы не можем проверить все объекты. К примеру, по штату у нас один инспектор на весь Московский метрополитен! И один инспектор — на несколько сотен километров проходок в шахтах. Поэтому проверять будем избирательно, точно».

«Очень тщательно мы проверяем сейчас нефтяные компании. У нас есть соглашения с ТНК-ВР, «Лукойлом», «Татнефтью». Ростехнадзор контролирует практически весь технологический процесс на предприятиях этих компаний».

«Регулируя все вопросы технологической, экологической безопасности, мы не должны идти по пути остановки предприятий или остановки какого-то предлагаемого нам для экспертизы проекта. Мы ставим задачу заставить собственника так изменить технологию производства (или предлагаемый проект), чтобы она была безопасней, точнее сказать, минимально опасной. Я считаю, что если такой подход будет у сотрудников нашей Службы, то мы сможем заставить собственника максимально снизить риски нанесения вреда окружающей среде и поможем развитию экономики».

Хотя все сказанное относится к технологическому и экологическому надзору и так как в атомном надзоре сложились совершенно иные отношения между регулирующим органом и эксплуатирующими организациями, возникают опасения, что стремление к единым методам работы ведомства, создание единых организационных, финансовых и административных механизмов управления приведут к потере тех принципиальных достижений, которых добился атомный надзор до административной реформы.

Из приведенного следует, что атомный надзор по его задачам, стилю и методам работы является чуждым элементом в структуре объединенного Ростехнадзора. Дело усугубляется еще и тем, что многие носители подлинной культуры безопасности, бывшие ведущие сотрудники Госатомнадзора России, много лет участвовавшие в его формировании как государственного регулирующего органа, уже покинули Ростехнадзор. Учитывая, что по численности и объему задач атомный надзор составляет небольшую долю объединенного органа можно опасаться, что дальнейшее пребывание его в составе объединенного органа нанесет серьезный ущерб ядерной и радиационной безопасности России.

Концепция «культуры безопасности» подразумевает приоритет безопасности на всех уровнях управления – от самого низшего звена до самых высоких административных уровней управления, включая правительство. К сожалению, приходится констатировать, что в процессе административной реформы, ко-

гда Госатомнадзор России был вновь объединен с Госгортехнадзором и другими надзорными органами концепция «культуры безопасности» во внимание не принималась. Это чревато повторением известных печальных последствий, особенно учитывая новый этап бурного развития атомной энергетики в России.

Заключение

Объединение Госатомнадзора России с Госгортехнадзором и другими надзорными органами, проведенное в ходе административной реформы в 2004 году является ошибкой, допущенной вследствие недостатка культуры безопасности на высшем административном уровне управления России. Сейчас это подтверждается исправлением еще одной ошибки, допущенной при принятии Федерального закона «О техническом регулировании» [8], - проект Федерального закона «О внесении изменений в Федеральный закон «О техническом регулировании» прошел уже третье чтение и сохраняет за областью использования атомной энергии принципы технического регулирования, установленные Федеральным законом «Об использовании атомной энергии». Тем самым для атомного надзора и других направлений надзора в Ростехнадзоре закрепляются различные юридические основания для их деятельности, что трудно совмещается в одном ведомстве.

Литература

1. Букринский А.М. Развитие концепции безопасности АС в России. Атомная энергия, том 76, вып.4, апрель 1994.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88) ПН АЭ Г-1-011-89, М. Энергоатомиздат, 1990.
3. Федеральный закон "Об использовании атомной энергии", № 170-ФЗ. М.: 1995.
4. Букринский А.М., Сидоренко В.А., Штейнберг Н.А. Безопасность АС и ее государственное регулирование. Безопасность труда в промышленности, №5 1990, М. «Недра».
5. Государственное регулирование ядерной и радиационной безопасности на территории Российской Федерации. Заявление о политике. В книге Безопасность России. Регулирование

ядерной и радиационной безопасности. МГОФ «Знание», НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России, 2003.

6. Лицензии на деятельность по производству и использованию ядерных материалов, атомной энергии, радиоактивных веществ и изделий на их основе. Заявление о политике. В книге Безопасность России. Регулирование ядерной и радиационной безопасности. МГОФ «Знание», НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России, 2003.

7. Положение о федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору. Утверждено постановлением Правительства Российской Федерации от 30 июля 2004 г. № 401.

8. Букринский А.М., Сидоренко В.А., Почему необходимо вывести из-под действия Федерального закона «О техническом регулировании» объекты использования атомной энергии. Пояснительная записка к открытому обращению к Президенту Российской Федерации. Ежеквартальный журнал Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному

1.5 НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

*(Госатомнадзору России - 20 лет:
Книга очерков-воспоминаний. -
М.: НТЦ ЯРБ, 2003 г.)*

Образование Научно-технического центра

Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности Госатомнадзора России образован 15 лет назад Госатомэнергонадзором СССР - предшественником Госатомнадзора России. Непосредственным поводом для образования Центра стала чернобыльская авария 1986 года.

После аварии, потрясшей масштабами своих последствий весь мир, произошли серьезные изменения в управлении атомной энергетикой СССР: атомные электростанции были изъяты из ведения Министерства энергетики и электрификации СССР и переданы вновь образованному Министерству атомной энергетики. Был ли такой шаг правильным трудно сказать, поскольку на этот счет существуют разные точки зрения. Произошли изменения и в управлении Госатомэнергонадзором СССР. Его первый Председатель Е. В. Кулов был освобожден от занимаемой должности и на его место назначен В.М. Малышев, бывший до того директором Белоярской атомной электростанции.

Указанные события поставили вопрос о дальнейшем существовании перед специалистами Отделения атомных электростанций Всесоюзного теплотехнического института им.

Ф.Э. Держинского Минэнерго СССР, в котором работы по атомной тематике должны были прекратиться. В течение многих лет, практически с начала развития атомной энергетики в СССР, ВТИ им. Ф.Э. Держинского по своей инициативе, благодаря приверженности этому направлению энергетики директора института В.Е. Дорощука, или по поручениям вышестоящих организаций активно участвовал в работах по атомной тематике и занимал в этой области определенную нишу. Решались вопросы теплофизики, теплотехники, водной химии, эксплуатационного контроля металла, расчета аварийных режимов и локализации аварий, общие вопросы обеспечения безопасности АЭС. Специалисты ВТИ успешно сотрудничали с другими организациями по атомной тематике, в том числе и с Управлением по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике Госгортехнадзора СССР и Госатомэнергонадзором СССР.

После чернобыльской аварии и безвременной кончины В.Е. Дорощука новое руководство ВТИ им. Ф.Э. Держинского взяло твердый курс на прекращение работ по атомной тематике, что затронуло интересы почти 200 сотрудников Отделения атомных электростанций. Одна их часть сочла для себя возможным изменить профиль своей деятельности, другая - искала пути сохранить себя как специалистов в области атомной энергетики. Тогда-то и возникла идея создания организации для научно-технической поддержки Госатомэнергонадзора СССР. Она была поддержана первым заместителем Председателя Госатомэнергонадзора СССР В. А. Сидоренко, бывшим научным работником Института атомной энергии им. И.В. Курчатова, сохранившим научные связи с этим институтом и хорошо понимавшим необходимость опираться в своей работе на помощь специализированной научной организации. Нельзя сказать, что такое же понимание было у других руководителей и специалистов Госатомэнергонадзора СССР. Однако, благодаря такому стечению обстоятельств, Научно-технический центр по безопасности в атомной энергетике (НТЦ БАЭ) при

Госатомэнергонадзоре СССР в 1987 г. был создан.

Рабочая ниша

Обычно при создании организаций сначала возникает потребность в решении тех или иных задач и если имеются средства, то для их реализации образовывается та, или иная организация. В данном случае ситуация была несколько иной, и хотя большинство сотрудников Госатомэнергонадзора СССР не испытывали особой потребности в научно-технической поддержке, тем не менее все начиналось с определения рабочей ниши.

Главными задачами для НТЦ БАЭ были определены:

- проведение и проверка физических, теплогидравлических, прочностных и других расчетных и экспериментальных исследований в обоснование безопасности объектов атомной энергетики;
- научно-техническая экспертиза по профилю работ Госатомэнергонадзора СССР;
- анализ отказов в работе, повреждений оборудования и различных систем атомных электростанций, создание банка данных, оценка риска от эксплуатации объектов атомной энергетики, сбор и обработка информации о работе указанных объектов;
- организация разработки и издание нормативно-технической документации и материалов по обмену опытом в области безопасности эксплуатации объектов атомной энергетики.

Следует отметить, что актуальность этих задач для организации научно-технической поддержки регулирующего органа в основном сохранилась и по настоящее время.

Вместе с тем деятельность научной организации в одной упряжке с вышестоящей и по существу производственной организацией, да еще с советским менталитетом, - дело весьма сложное. По каким параметрам может оцениваться деятельность любого надзорного органа, в том числе такого, как Госа-

томэнергонадзор СССР. По количеству проведенных инспекций, по количеству выявленных нарушений, по количеству выданных предписаний и т.п. Какой вклад в эту деятельность может внести организация научно-технической поддержки? Обеспечивать инспекторов информацией, в том числе и для повышения их теоретической подготовки. Тут-то и возникает главное противоречие между наукой и производством. Безусловно, практический опыт инспекторов выше, чем у научных сотрудников, но менталитет их таков, что наука мало чему может научить их, и так все знающих. А по сему, зачем нужен этот НТЦ - одному богу известно. К счастью, спасают две задачи из перечисленных выше, которые на выходе имеют видимый результат даже для закоренелого инспектора. Это разработка нормативно-технической документации и научно-техническая экспертиза, объем которой таков, что ограниченный инспекторский состав не в состоянии ее перелопатить. (Но даже сейчас некоторые управления Госатомнадзора России стремятся обойтись в этом деле без услуг НТЦ.)

В первые годы после создания НТЦ БАЭ его сотрудники, в большинстве своем выходцы из Отделения атомных электростанций ВТИ им. Ф.Э. Дзержинского, где они проводили расчетные и экспериментальные исследования по отдельным направлениям атомной энергетики в поддержку проектных организаций и эксплуатировавшихся Минэнерго СССР и строившихся за рубежом атомных электростанций, стремились сохранить себя как научных работников и обратить свой научный потенциал на пользу регулирующего органа. В это время в Отделе безопасности АЭС, который я возглавлял, проводились расчетные работы по исследованию тяжелых аварий на АЭС и составлению требований к их локализации, изучались пассивные способы отвода тепла к воздуху как конечному поглотителю, создавались новые расчетные программы и осваивались современные зарубежные коды наилучшего приближения для анализа аварийных режимов, разрабатывались первые требования к верификации теплогидравлических кодов, аттестуемых

для использования при обосновании безопасности АЭС, определялись требования к отчетам по безопасности АЭС, периодически представляемым органу государственного надзора. Однако не все эти работы находили понимание и были востребованы в Госатомэнергонадзоре СССР.

И здесь возникает почти философский вопрос: где же та грань между наукой и производством, при которой государственный надзор за безопасностью, а тем более регулирование становятся научно обоснованными, а сотрудники организации научно-технической поддержки сохраняют и наращивают свой научный потенциал? Здесь требуется мудрость и взаимное уважение руководителей обеих организаций, отказ от командно-административного менталитета, доставшегося нам от прошлого, понимание необходимости и полезности разделения труда.

В годы формирования НТЦ БАЭ повезло: в руководстве Госатомэнергонадзора СССР был человек от науки, член-корреспондент АН СССР Виктор Алексеевич Сидоренко. Но и его можно упрекнуть в том, что в первые годы становления НТЦ БАЭ во главе его был поставлен бывший начальник механических мастерских ИАЭ им. Курчатова М.Г. Золотов, имевший мало чего общего и с наукой, и с таким производством, как государственный надзор. Тем не менее, именно в тот период специалисты НТЦ БАЭ, не теряя своей научной квалификации, подключились к ряду направлений по непосредственной поддержке регулирующего органа, таких как создание после чернобыльской аварии нормативной базы по безопасности в атомной энергетике, формирование информационной системы по нарушениям в работе АЭС и другим работам. Так, в 1989 г. было проведено комплексное обследование 4 блока Запорожской АЭС с целью выявления отклонений от требований действующих НТД.

Деятельность организации научно-технической поддержки весьма специфична: при ограниченной численности научных сотрудников она должна охватывать весь комплекс

научно-технических проблем весьма сложных технологий, таких, например, как производство электроэнергии на атомных электростанциях. Со стороны эксплуатирующих организаций над этими проблемами работают крупные научно-исследовательские, конструкторские и проектные институты, обладающие огромными материально-техническими ресурсами для проведения необходимых исследований и разработок. Организации научно-технической поддержки необходимо быть на уровне этих исследований и разработок для того, чтобы выступать в качестве оппонента и равноправного партнера. Без этого ответственные решения органа государственного регулирования или надзора по разрешению той или иной деятельности, тех или иных технических решений трудно считать обоснованными. В этом и состоит трудность проблемы, а мудрость руководителей как раз и нужна для ее успешного решения.

Нормативное регулирование

В проекте федерального закона «О государственном регулировании ядерной и радиационной безопасности», разрабатывавшемся некоторое время тому назад Госатомнадзором России по поручению Правительства России, но, к сожалению, не увидевшем свет, нормативное регулирование ядерной и радиационной безопасности определено следующим образом: нормативное регулирование ядерной и радиационной безопасности - регулирование ядерной и радиационной безопасности путем установления требований к обеспечению ядерной и радиационной безопасности и разработки, утверждения и введения в действие норм и правил в этой области.

До создания Госатомэнергонадзора СССР уже были разработаны некоторые нормативные документы, в которых атомная станция комплексно рассматривалась как объект, требующий применения специальных технических решений для обеспечения ее безопасности. Это Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций, Общие положения обеспечения безопасности при проектировании, соору-

жении и эксплуатации. Однако системный подход к нормативному регулированию безопасности АС начал развиваться в СССР только после создания Госатомэнергонадзора СССР.

В 1985 г. был разработан Сводный перечень и план разработки правил и норм в области атомной энергетики, СППНАЭ-85, после чернобыльской аварии откорректированный и получивший сокращенное наименование СППНАЭ-87. Он включал 19 разделов и 173 документа, часть из которых разработана заново, а часть пересмотрена. Сюда входили как документы по безопасности атомных станций, такие, например, как Общие положения обеспечения безопасности при проектировании, сооружении и эксплуатации, так и документы более общего плана, такие, например, как нормы технологического и строительного проектирования и др. Для одних из них предусматривалось утверждение Госатомэнергонадзором СССР, а для других - согласование. Уже здесь проявляется характерная особенность советского подхода к вопросам регулирования безопасности, когда обе стороны - создатели АС и надзорный орган - находятся в одной упряжке.

Главнейшей частью работы над новым комплексом НТД по безопасности стала новая редакция Общих положений обеспечения безопасности атомных станций, которая должна была заменить действовавшие тогда в СССР ОПБ-82, разработанные в до чернобыльский период. И хотя среди исполнителей в СППНАЭ-87 НТЦ БАЭ даже не значился, Отдел безопасности АС НТЦ БАЭ принимал самое активное и иницирующее участие в этой работе. Ее результатом стал ввод в действие с 1 июля 1990 г. новой редакции Общих положений (ОПБ-88), принципиально изменившей концепцию безопасности АС с учетом уроков чернобыльской аварии. Кроме этого, Отделом безопасности АС НТЦ БАЭ разработаны Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности и ряд других документов. В это время в отделе создана специальная лаборатория по разработке нормативных документов, впоследствии выделившаяся в самостоятельное подразделение.

Уже в ОПБ-88 заложены новые идеи о государственном регулировании и надзоре за безопасностью АС, отличные от тех, на которых строилась работа органа государственного надзора в Советском Союзе. Они реализованы при организации государственного регулирования безопасности АС в большинстве стран, развивающих атомную энергетику в условиях рыночной экономики, и базируются на принципе разграничения ответственности между эксплуатирующей организацией и регулирующим органом.

Согласно этому принципу, на всех этапах жизненного цикла АС ответственность за обеспечение ее безопасности несут эксплуатирующие организации, осуществляющие собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации АС и имеющие на осуществление этой деятельности лицензию органа государственного регулирования; ответственность за обеспечение надлежащего государственного регулирования безопасности несет орган государственного регулирования.

Из указанного принципа вытекает совершенно новый тип эксплуатирующей организации, совершенно иные отношения между эксплуатирующими организациями и органом государственного регулирования, чем те, которые имели место в Советском Союзе. Однако в России реализовать этот принцип оказалось возможным только после создания Госатомнадзора России и перехода к рыночной экономике с новыми отношениями в народном хозяйстве.

Научно-техническая поддержка при лицензировании

После создания Госатомнадзора России много усилий и времени специалисты Отдела безопасности АС посвятили участию в формировании нормативно-правовых основ перехода Госатомнадзора России на регулируемую деятельность, важнейшей частью которой является лицензирование. По инициативе отдела разработан и введен в действие нормативный документ «Требования к эксплуатирующей организации АС», до

выхода в свет в 1995 г. Федерального закона «Об использовании атомной энергии» сыгравший важную роль в формировании в России эксплуатирующих организаций нового типа. Закон вобрал в себя многие положения упомянутого документа, придав им более высокий статус. НТЦ ЯРБ активно участвовал в разработке ряда других документов, определявших процедуры лицензирования, таких, например, как Положения о выдаче временных разрешений Госатомнадзора России на осуществление различных видов деятельности в области использования атомной энергии, Положения о порядке проведения экспертизы документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности, и др.

Экспертиза документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности, - весьма ответственный и очень трудоемкий этап лицензионного процесса. Прежде всего необходимо определить требования к документам, обосновывающим обеспечение ядерной и радиационной безопасности. В соответствии с ОПБ-88 и его последней редакцией ОПБ-88/97 система технических и организационных мер по обеспечению безопасности АС должна быть представлена в Отчете по обоснованию безопасности АС (ООБ АС), разработка которого обеспечивается эксплуатирующей организацией или организацией, заявившей о своем намерении построить и эксплуатировать АС (Заявителем) с участием разработчиков АС и РУ. В Советском Союзе в качестве документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности, использовались специальные дополнения к проекту на строительство АС в виде томов «Техническое обоснование безопасности АС», (ТОБ-АС) и «Техническое обоснование безопасности РУ» (ТОБ-РУ). В целом же содержание проекта определяется строительными нормами и правилами. Такой подход был принят потому, что в Советском Союзе любая экспертиза нового строительства проводилась на основе рассмотрения проектных материалов. В западных странах для целей

регулирующего органа принято разрабатывать другой документ, выходящий за рамки проекта на строительство, но достаточно полно отражающий его содержание в отношении всего того, что оказывает влияние на безопасность. Это так называемый Отчет по анализу безопасности, аналогом которого согласно ОПБ-88/97, является ООБ АС.

Поскольку многолетний опыт экспертизы безопасности на основе рассмотрения ТОБ АС и ТОБ РУ выявил множество их недостатков, Госатомнадзором России принято правильное решение о переходе на ООБ АС. В 1995 г. Отделом безопасности АС НТЦ ЯРБ впервые разработан нормативный документ «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомной станции с реакторами типа ВВЭР» (ПНАЭ Г-01036-95). При его разработке использован опыт США по составлению аналогичного документа.

В отличие от Технического обоснования безопасности АС, которое, как отмечалось выше, представляет собой составную часть проекта АЭС и поэтому рассматривается вместе с другими разделами проекта АЭС, на новый нормативный документ возлагалась задача обеспечивать Госатомнадзору России достаточно полную информацию для адекватного понимания проекта АС, концепции безопасности, на которой этот проект базируется, программы обеспечения качества и основных принципов эксплуатации, предлагаемых Заявителем, без необходимости дополнительного рассмотрения проектных или эксплуатационных материалов. Кроме того, в отличие от ТОБ АС к ООБ АС предъявляется требование, чтобы информация, представляемая в ООБ, соответствовала фактическому состоянию АС и в дальнейшем поддерживалась на актуальном уровне в процессе эксплуатации с учетом возможных модернизаций и изменений эксплуатационной документации.

В дальнейшем для энергоблоков первого поколения разработан документ РБГ-1242-97 «Рекомендации по углубленной оценке безопасности действующих энергоблоков атомных станций с реакторами типа ВВЭР и РБМК» (ОУОБ АС). Этим

документом обеспечивалась преемственность старого, основанного на ТОб АС, и нового подходов к обоснованию безопасности и учитывалась специфика обоснования безопасности действующего энергоблока. Так же, как и для ООб АС, предусматривалось поддержание ОУОб АС на актуальном уровне. При подобном подходе отпадает необходимость в кампаниях по периодической переоценке безопасности, поскольку переоценка должна проводиться непрерывно. В формировании такого подхода НТЦ ЯРБ также принимал активное участие. К сожалению, пока этот документ распространяется на ограниченное количество действующих энергоблоков, хотя при вводе его в действие предполагалось распространить его на все действующие энергоблоки. Пока же значительная часть российских энергоблоков лицензируется на основе ТОбов АС.

После выхода в свет Федерального закона «Об использовании атомной энергии» и утверждения Правительством России Положения о лицензировании эту процедуру прошли все действующие и строящиеся энергоблоки России. Организацию экспертизы документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность, по поручению Госатомнадзора России обеспечивал Отдел безопасности АС НТЦ ЯРБ.


Обычно в экспертизе безопасности одного энергоблока принимает участие несколько десятков экспертов различных специальностей (как внутренних, так и внешних). Для четкой организации работы экспертов необходима специальная процедура, обеспечивающая координацию деятельности всех экспертов. Такая процедура разработана по аналогии с тем, как координируется работа многих специалистов главными инженерами проектов в проектных институтах при составлении проекта АС. В процессе экспертизы проводятся так называемые взаимодействия со специалистами Заявителя, на которых обсуждаются замечания экспертов. В заключение всей работы выпускается экспертное заключение по оценке безопасности энергоблока, которое, наряду с другими документами, служит основанием для выдачи лицензии. Процедура проверена на практике и хорошо себя показала.

Так нужна ли регулирующему органу научно-техническая поддержка?

Госатомнадзор России отмечает свой двадцатилетний юбилей. К этому времени Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности Госатомнадзора России уже дважды отметил свои юбилейные даты: в 1997 г. - десятилетие, в 2002 г. - пятидесятилетие. Однако, если сейчас провести опрос среди сотрудников Госатомнадзора России на тему заголовка этого раздела, то не берусь прогнозировать, какой будет ответ.

На самом деле ответ на этот вопрос уже давно получен от наших западных коллег, опытом которых мы питаемся все последние годы. Когда в период интенсивного перехода России к рыночной экономике Госатомнадзор России начал активно сотрудничать со своими западными коллегами, то тут же выяснилось, что у большинства из них имеются научно-технические организации поддержки (так называемые TSO) и что для сотрудничества с ними им нужен соответствующий партнер, которым, весьма кстати, и оказался НТЦ ЯРБ. Тем не менее, для России этот вопрос все еще существует. То тут, то там слышится советский менталитет, от которого, как оказалось, не так просто избавиться.

После чернобыльской аварии международные эксперты придумали для России специальный термин «культура безопасности», которой так не хватало советским атомщикам, что и послужило одной из главных причин чернобыльской аварии. Сейчас это понятие вошло во все нормативы по безопасности в качестве важнейшего принципа, который также прописан и в наших ОПБ. Однако неправильный ответ на поставленный в этом разделе вопрос, приводит нас все к тому же диагнозу. Но, как говорят, время лечит. Будем надеяться.



2. Разделение ответственности между регулирующим органом и эксплуатирующей организацией и другие вопросы регулирующей деятельности

2.1. ОТВЕТСТВЕННОСТЬ И НЕЗАВИСИМОСТЬ ГЛАВНЫХ СУБЪЕКТОВ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

*(Безопасность окружающей среды,
№3, 2007 г.)*

Атомные технологии могут использоваться безопасно, однако здесь, как ни в какой другой области, необходимо строго соблюдать наработанные мировой практикой каноны. Среди важнейших культура безопасности, один из основных элементов которой - независимость эксплуатирующей организации и регулирующего органа.

Атомные технологии, особенно используемые для производства электроэнергии, являются чрезвычайно опасными, так как оперируют большим количеством ядерного материала, из которого в случае аварии может выделиться огромное количество радиоактивных веществ, опасных для населения и окружающей среды. Этого, однако, можно избежать. Сравним опыт тяжелых аварий на атомной станции «Три-Майл-Айленд» (США) и Чернобыльской АЭС. В первом случае радиация за пределами площадки станции, благодаря защитным системам, практически осталась на уровне естественного фона. На ЧАЭС же подходы к безопасности были существенно иными, менее ответственными, характерными для советской командно-административной системы, и в результате последствия аварии оказались очень тяжелыми. После этой катастрофы концепция безопасности АЭС в СССР, а затем и в России коренным образом изменилась и стала в основном такой же, как и в других странах, развивающих атомную энергетику.

С тех пор прошло более 20 лет. Из аварий извлечены уроки, принят ряд важнейших международных конвенций, внесены серьезные изменения в нормы безопасности. В качестве одной из главных причин чернобыльской аварии и ее тяжелых последствий мировое сообщество признало недостаток культуры безопасности, и с тех пор это понятие повсеместно внедрено в практику. В его основе – приоритет безопасности перед любыми другими целями деятельности на всех уровнях управления, вплоть до государственного.

Бурные перемены, происходящие в российской атомной энергетике, и предстоящее изменение атомного законодательства требуют особого внимания к наработанным мировой практикой канонам.

Основополагающие положения и принципы МАГАТЭ

Мировой опыт безопасного использования атомной энергии обобщен в документах МАГАТЭ. Конвенция по ядерной безопасности, принятая в 1994 году, в качестве основных обязательств стран–членов МАГАТЭ установила положения о правовой и регулирующей основах обеспечения безопасности и об ответственности обладателей лицензий. Должно быть предусмотрено введение соответствующих национальных требований и регулирующих положений, лицензирование ядерных установок, их контроль и оценка регулирующим органом, обеспечение выполнения регулирующих положений и условий действия лицензий. Учреждается регулирующий орган, наделенный надлежащими полномочиями, компетенцией, финансовыми и людскими ресурсами. Государство принимает меры для обеспечения эффективного разделения функций регулирующего органа и других органов или организаций, занимающихся использованием или содействием использованию атомной энергии. При этом оно следит за тем, чтобы основная ответственность за безопасность ядерной установки была возложена на обладателя лицензии, и он выполнял свои обязанности.

В дальнейшем эти положения были развиты в документах МАГАТЭ. В 1995 году они нашли отражение в федеральном законе РФ «Об использовании атомной энергии».

В стандарте МАГАТЭ высшего уровня «Базовые принципы безопасности», формулирующем цель и основные принципы ядерной и радиационной безопасности для всех типов установок и видов деятельности в области использования атомной энергии, первые 2 принципа – «Ответственность за безопасность» и «Роль правительства» соответствуют указанным положениям Конвенции.

Ответственность эксплуатирующей организации

Суть требований, сформулированных в первом принципе, такова. Ответственность за безопасность должна лежать на лицах или организациях, отвечающих за установки или деятельность, приводящую к возникновению радиационных рисков. Эксплуатирующая организация должна иметь разрешение на проведение деятельности, сопряженной с возможностью радиационного воздействия.

В соответствии с этим принципом организация, получившая лицензию на эксплуатацию установки или деятельность, приводящую к возникновению радиационного риска, несет ответственность за установление и поддержание необходимой компетентности; обеспечение необходимой подготовки и информации; установление процедур и организацию поддержки безопасности при любых условиях; подтверждение пригодности проекта, должного качества установок и деятельности, а также связанного с ними оборудования; обеспечение безопасного контроля всех радиоактивных материалов (используемых, производимых, хранимых, транспортируемых) и производимых радиоактивных отходов.

Ответственность должна реализовываться в соответствии с целями безопасности и требованиями, установленными или одобренными регулирующим органом, и обеспечиваться системой административного управления. Она подразумевает обя-

занность самостоятельно принимать решения, влияющие на безопасность. Очень важно правильно выстроить отношения эксплуатирующей организации с регулирующим органом и другими организациями, в том числе с вышестоящими органами управления, которые могут влиять на ее решения. Рамки регулирования должны быть минимальными. Выбор субподрядчиков и их работа тоже должны контролироваться эксплуатирующей организацией.

Согласно российскому законодательству эксплуатирующая организация должна быть признана таковой вышестоящим органом государственной власти, являющимся органом управления использованием атомной энергии, что вводит элемент дополнительного государственного контроля.

Роль правительства и регулирующего органа

Второй принцип стандарта МАГАТЭ предусматривает создание эффективной правовой и регулирующей основы безопасности, в том числе независимого регулирующего органа.

Роль правительства и регулирующего органа, раскрывается следующим образом.

Правовая и правительственная структура обеспечивают регулирование деятельности, вызывающей радиационные риски. Правительство ответственно за принятие законодательства, регулирующих положений и других нормативных документов и мер, необходимых для эффективного выполнения его обязанностей и международных обязательств, и учреждения независимого регулирующего органа. Власти должны принимать меры для подготовки программ действий по снижению радиационных рисков, контролю над выбросами радиоактивных веществ и захоронению радиоактивных отходов. Они также должны обеспечить контроль над источниками радиации, за которые никакая другая организация не несет ответственности – естественные источники, не находящиеся под контролем и оставшиеся от чьей-либо деятельности.

При этом регулирующий орган должен иметь правовые полномочия, техническую и организаторскую грамотность, человеческие и финансовые ресурсы, чтобы выполнять свои обязанности эффективно и быть независимым от обладателей лицензий и других органов, чтобы исключить возможность давления заинтересованных сторон.

В руководстве МАГАТЭ по безопасности GS-G-1.1 выделены 6 аспектов независимости регулирующего органа: политический, правовой, финансовый, международный, компетентности, информирования общественности. Во всех этих аспектах регулирующий орган должен быть самостоятельным и не испытывать внешнего давления.

Правовые условия обеспечения независимости

Правовые отношения эксплуатирующей организации и регулирующего органа между собой, с партнерами, другими государственными организациями и общественностью должны быть установлены на законодательном уровне.

Федеральным законом РФ «Об использовании атомной энергии» это требование в основном выполнено. Тем не менее, существуют некоторые отступления от изложенных выше принципов.

Наиболее значительным из них является лицензирование деятельности организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги в области использования атомной энергии, независимо от наличия радиационного риска (ст. 26). В перечень видов деятельности, подлежащих лицензированию, входят проектирование и конструирование, изготовление оборудования, проведение экспертизы проектной, конструкторской, технологической документации и документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности. Все эти работы непосредственно не связаны с радиационными источниками. Чаще всего они проводятся для эксплуатирующих организаций, и их лицензирование регулирующим органом снижает ответственность за безопасность самой эксплуатирующей организа-

ции. Регулирующий орган должен контролировать организации, выполняющие работы или предоставляющие услуги в рамках основной лицензии, выдаваемой эксплуатирующей организации. Так как таких организаций очень много, необходимость получения ими лицензий лишь увеличивает «коррупционную емкость» такой деятельности и нарушает принцип финансовой независимости регулирующего органа.

Статья 37 ФЗ устанавливает полномочия органов управления использованием атомной энергии определять организацию, ответственную за разработку проекта ядерной установки или пункта хранения. Это также ущемляет права эксплуатирующей организации и нарушает принцип ее ответственности.

Довольно двусмысленно положение статьи 20 о том, что разработка и реализация мер по обеспечению безопасности при использовании атомной энергии в подведомственных организациях входит в компетенцию органов управления использованием атомной энергии. Тогда как правительство должно обеспечивать контроль лишь над теми источниками радиации, за которые никакая другая организация не отвечает.

В Советском Союзе роль эксплуатирующей организации была ограничена лишь ответственностью за эксплуатацию, а независимый (хоть и ограничено), регулирующий орган – Госатомнадзор СССР – был создан лишь через 30 лет после пуска первой в мире атомной электростанции. Госатомнадзор России создавался в 1991 году при Президенте РФ. Остальные организации были подведомственны различным министерствам, входящим в правительство. Тем самым обеспечивалась независимость регулирующего органа от всех остальных организаций и ведомств. В настоящее время Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору и Федеральное агентство по атомной энергии подчинены правительству, что не вполне соответствует принципу независимости.

Все эти неточности необходимо устранить при внесении изменений в российское законодательство в связи с реорганизацией атомного энергопромышленного комплекса. Однако при этом важно не разрушить то, что уже достигнуто.

В соответствии с принятым недавно федеральным законом об акционировании атомного энергопромышленного комплекса, создается основное акционерное общество, а эксплуатирующие организации, такие, как «Росэнергоатом» преобразуются в дочерние акционерные общества. Тут и необходимо на законодательном уровне обеспечить независимость эксплуатирующих организаций во всем, что касается безопасности, в том числе от вышестоящих организаций, ведь иначе невозможно реализовать принцип их полной ответственности. Необходимо исключить возможность навязывать эксплуатирующей организации установки, безопасность которых не подтверждена ею самой, а также организации, выполняющие для нее работы и услуги.

Вместе с тем будет велико искушение вновь ликвидировать независимость регулирующего органа и эксплуатирующей организации, и возложить все на органы, управляющие использованием атомной энергии. Такие попытки уже предпринимались 7 лет назад, когда лицензионное регулирование безопасности на предприятиях Минатома России, относящихся к военно-промышленному комплексу, перешло к самому Минатому.

Лицензирование подчиненных предприятий – это не признак «культуры безопасности», а лишь ее имитация. Только независимость эксплуатирующей организации и регулирующего органа могут обеспечить безопасное использование атомной энергии.

2.2. АТОМНЫЙ НАДЗОР, КОТОРЫЙ НАМ НУЖЕН

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 3, 2008 г.)*

Стихийно возникшая дискуссия на сайте www.proatom.ru вокруг темы атомного надзора показала большой интерес к ней со стороны многих участников, а большая острота высказываний, порой выходящая за рамки приличия, свидетельствует о болезненном восприятии этой темы многими специалистами. Тема действительно актуальна в условиях грандиозных планов развития атомной энергетики и не соответствующих этим планам административных преобразований, к сожалению, отрицательно влияющих на обеспечение ядерной и радиационной безопасности.

В ходе дискуссии проявились две тенденции: одна ратовала за полное возвращение атомной отрасли к временам Минсредмаша, когда и управление отраслью и надзор за ядерной и радиационной безопасностью были сосредоточены в одном ведомстве, другая - отстаивала необходимость независимого государственного атомного надзора, соответствующего международным принципам.

Эта тема интересует не только специалистов, но и широкую общественность, поэтому следует продолжить её обсуждение, опираясь на объективную информацию по этому вопросу.

Объекты использования атомной энергии и особенности обеспечения их ядерной и радиационной безопасности

К объектам использования атомной энергии (ОИАЭ) обычно относят предприятия, производства, установки или организации, на которых ведутся работы с ядерными материалами

или радиоактивными веществами, или с содержащими их изделиями. Это - атомные электростанции или отдельные энергоблоки, исследовательские ядерные реакторы, плавсредства с силовыми ядерными установками, предприятия ядерного топливного цикла или отдельные их производственные линии, установки медицинского назначения, использующие радиационные источники и многое другое. Для всех этих объектов источниками опасности являются ядерные материалы и радиоактивные вещества, применяемые на них, или образующиеся в процессе производства. Величина опасности, связанной с этими материалами и веществами, зависит от их количества и может носить как глобальный, так и весьма ограниченный характер, в пределах самой установки, или площадки, на которой установка расположена.

Глобальный масштаб опасности характерен для таких предприятий как атомные электростанции, некоторые предприятия ядерного топливного цикла, исследовательские реакторы достаточно большой мощности и др. Опасность глобального масштаба угрожает не только персоналу, обслуживающему ОИАЭ, но и окружающей среде и населению прилегающих территорий. Эта опасность может также носить трансграничный характер, как это имело место при чернобыльской аварии. Опасность, ограниченная установкой или площадкой её размещения, грозит, в основном, только работникам этого предприятия.

Естественно, что подход к обеспечению безопасности ОИАЭ и надзор за её обеспечением (атомный надзор) должен быть различным и зависеть от величины опасности. Там, где опасность носит ограниченный характер и относится только к работникам данного производства, обеспечение безопасности этих работников и надзор за её обеспечением мало чем отличается от других производств с источниками опасности и соответствующими мероприятиями по охране труда такими, например, как электробезопасность или предотвращение травматизма при повреждении оборудования и т.п.. Там же где опасность носит глобальный характер, необходимы особые подходы.

Ввиду абсолютной неприемлемости последствий тяжёлых аварий на ОИАЭ, для которых опасность носит потенциально глобальный характер, обеспечение их безопасности и, соответственно, надзор за её обеспечением не могут ограничиваться только реагированием на нежелательные события и извлечением уроков из имеющегося опыта, как это делается в традиционных областях промышленности. Здесь необходимо включать существенный пласт превентивной аналитической деятельности, предполагающей значительно большую вовлечённость научных и научно-технических организаций как в обеспечение безопасности, так и в контроль такого обеспечения со стороны органов надзора.

Для атомных электростанций, являющихся одним из основных представителей этой группы ОИАЭ, безопасность строится на концепции глубоко эшелонированной защиты, предусматривающей множество барьеров и уровней их защиты на пути распространения радиоактивных веществ и излучения в окружающую среду, таким образом, что тяжелые последствия нарушения в работе АЭС могут наступить только в том случае, если откажут все или несколько барьеров и уровней защиты.

Для того, чтобы обнаружить нарушение в работе АЭС до того, как оно перерастет в тяжелую аварию, применяются методы математического моделирования АЭС и её систем, позволяющие определить необходимые для контроля состояния АЭС признаки. Современный уровень развития вычислительной техники позволяет сделать это достаточно детально и с высокой степенью надежности. Применение методов вероятностного анализа безопасности, также достигших к настоящему времени высокого уровня совершенства, позволяет определить значимость для безопасности различных нарушений и отказов по их вкладу в вероятность тяжелой аварии и правильно установить приоритеты технического обслуживания и контроля в процессе эксплуатации и соответственно надзора за этими операциями.

Самым трудным для обеспечения безопасности и соответствующего контроля является так называемый человеческий

фактор, т.е. влияние на работу АЭС человека-оператора и другого эксплуатационного персонала. Для воздействия на него, по урокам чернобыльской аварии, было введено специальное понятие «культура безопасности», необходимость поддержания которой на высоком уровне стала одним из важнейших принципов обеспечения безопасности АЭС.

Если для ОИАЭ с ограниченным уровнем опасности ответственными за безопасность труда являются сами работники и владелец объекта или эксплуатирующая организация, а со стороны государства требуется лишь установить правила (законодательные нормы), по которым они должны взаимодействовать, и контролировать их исполнение, то в случае объектов типа АЭС государство несет непосредственную ответственность за безопасность населения и окружающей среды. Поэтому государство должно учредить специальный орган, независимый от тех, кто работает в интересах использования атомной энергии, который бы от лица государства контролировал деятельность и процессы производства на таких опасных объектах, защищая тем самым интересы общества и государства. Очень важно, чтобы деятельность такого органа была достаточно открытой, и чтобы он пользовался доверием общества и государства.

Международные требования по обеспечению безопасности опасных объектов использования атомной энергии

Конвенция о ядерной безопасности [1], принятая 17 июня 1994 года Дипломатической конференцией, созванной Международным агентством по атомной энергии, являющаяся составной частью международного права в области использования атомной энергии, устанавливает, что каждая принявшая Конвенцию страна учреждает или назначает регулирующий орган, которому поручается реализация законодательной и регулирующей основы и который наделяется надлежащими полномочиями, компетенцией, финансовыми и людскими ресурсами, необходимыми для выполнения порученных ему обязанностей. При этом каждая страна принимает соответствующие меры для обеспечения эффективного разделения функций регулирующего ор-

гана и функций любых других органов или организаций, которые занимаются содействием использованию или использованием ядерной энергии.

Под законодательной и регулирующей основой Конвенция предусматривает:

i) введение соответствующих национальных требований и регулирующих положений в области безопасности;

ii) систему лицензирования в отношении ядерных установок и запрещение эксплуатации ядерной установки без лицензии;

iii) систему регулирующего контроля и оценки ядерных установок в целях проверки соблюдения действующих регулирующих положений и условий лицензий;

iv) обеспечение выполнения действующих регулирующих положений и условий лицензий, включая приостановку действия, изменение или аннулирование.

Примерно такие же положения предусмотрены Объединенной конвенцией о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами [2] в отношении отработавшего топлива, образующегося в результате эксплуатации гражданских ядерных реакторов, и в отношении радиоактивных отходов в тех случаях, когда радиоактивные отходы образуются в результате гражданской деятельности.

Примерно такие же положения содержатся в Поправке [3] к Конвенции о физической защите ядерного материала [4], недавно одобренной Советом Федерации России, в отношении ядерного материала, используемого в мирных целях, в том числе в хранилищах и транспорте, включая международный транспорт, а также в отношении ядерных установок, используемых для мирных целей. Разница с первыми двумя конвенциями состоит лишь в том, что государственный орган, реализующий законодательную и регулируемую основу, здесь назван не регулирующим, а компетентным.

Формирование атомного надзора России и его последующие трансформации

Впервые относительно независимый атомный надзор - Госатомэнергонадзор СССР, был создан в 1983 г., спустя почти 30 лет после пуска в Советском Союзе Первой в мире атомной электростанции. Ему был поручен надзор за безопасным ведением работ на атомных электростанциях и судах морского флота с ядерными энергетическими установками. Все остальные работы в области использования атомной энергии остались под ведомственным надзором Минсредмаша СССР.

Естественно, что методы надзорной деятельности в новом органе были приняты такими же, как и в других отраслях промышленности. Понятно так же, что создание этого органа не могло повлиять на предотвращение чернобыльской аварии, поскольку он еще только формировался. Однако уже по итогам анализа причин чернобыльской аварии специально созданной для этого МАГАТЭ группой INSAG и самим Госатомэнергонадзором СССР стала очевидной непригодность старых подходов к обеспечению безопасности АЭС и надзора за ней. Критика использовавшихся тогда методов надзора и пути преобразования были представлены в статье [5], подготовленной совместно с руководителями Госатомэнергонадзора СССР, объединенного к этому времени с Госгортехнадзором СССР в единый орган Госпроматомнадзор СССР. Однако реализовать эти преобразования оказалось возможным только после распада Советского Союза в 1991 году и создания нового Госатомнадзора России.

Первоначально это был Государственный комитет по надзору за ядерной и радиационной безопасностью при Президенте Российской Федерации и на него возлагалось государственное регулирование и надзор за безопасным производством и использованием ядерных материалов, атомной энергии и радиоактивных веществ в мирных и оборонных целях. В дальнейшем, при сохранении сокращенного названия «Госатомнадзор России», полное наименование этой структуры неоднократно изменялось. Она постепенно была переведена из ведения Президента в ведение Правительства, а сфера её деятельности была

ограничена только мирными целями. Тем не менее, сфера деятельности этого органа была существенно расширена по сравнению с его советским предшественником Госатомэнергонадзором СССР.

К 2004 году это был находящийся в ведении Правительства России Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности, который специальным указом Президента был назначен органом государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности.

В процессе формирования нового атомного надзора России на основе общепринятых международных подходов происходило создание института эксплуатирующих организаций, как важнейшего и неперемennого элемента этих подходов. Если раньше организация, эксплуатирующая объект использования атомной энергии, отвечала только за собственно эксплуатацию, то теперь необходимо было, чтобы эксплуатирующая организация отвечала не только за собственно эксплуатацию, но и в целом за безопасность объекта. Для надлежащего выполнения этой важной задачи эксплуатирующей организации необходимо было иметь свою собственную службу контроля и надзора.

В 2004 году Госатомнадзор России был объединен с целым рядом других надзорных органов и создана Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор), к руководству которым пришли люди весьма далекие от атомного надзора. С этого началось планомерное разрушение российского атомного надзора. Ведь недаром же классиком сказано, что «в одну телегу впрячь не можно коня и трепетную лань». Более подробно последствия такого объединения представлены в статье [6].

Следующий этап разрушения атомного надзора России связан с Постановлением Правительства от 29 мая 2008 г. N 404 "О Министерстве природных ресурсов и экологии Российской Федерации". Этим Постановлением Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору была передана в ведение упомянутого министерства, ничего общего

не имеющего с атомным надзором, а на Ростехнадзор возложены функции «по контролю и надзору в сфере безопасности при использовании атомной энергии (за исключением деятельности по разработке, изготовлению, испытанию, эксплуатации и утилизации ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения)». Однако такие функции Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» [7] не были установлены. Не определены они и в самом Постановлении. В ФЗ «Об использовании атомной энергии» установлены функции по государственному регулированию безопасности при использовании атомной энергии. Однако такие полномочия упомянутым Постановлением с Ростехнадзора были сняты, но ни на кого другого не возложены.

Упомянутым Постановлением на МПР возложен ряд полномочий, которые раньше исполнялись Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору, таких как самостоятельное принятие нормативных правовых актов в установленной сфере деятельности, включая разработку федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и ряда других. Как будут реализовываться эти полномочия, когда разработка таких актов Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору не предусмотрена, остается непонятным.

Исполнение полномочий регулирующего и компетентного органов в соответствии с упоминавшимися выше международными Конвенциями, ранее возлагавшееся на Ростехнадзор, также ни на кого не возложено.

Таким образом, к настоящему времени сложилось положение, когда выполнение принятых Российской федерацией международных Конвенций не обеспечено. Более того, допущено нарушение их отдельных положений.

Не обеспечено так же необходимое в соответствии с ФЗ «Об использовании атомной энергии» регулирование ядерной и радиационной безопасности, кроме как в нарушение международного права Госкорпорацией «Росатом». Более подробно эти нарушения рассмотрены в статье [8].

Федеральный закон «Об использовании атомной энергии»

Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» был принят Государственной думой Российской Федерации в 1995 году. Этим законом были впервые установлены правовые отношения в области использования атомной энергии и новые принципы технического регулирования безопасности в этой области, отраженные в международных Конвенциях. Тем самым была установлена предусмотренная упомянутыми Конвенциями законодательная основа и определена регулирующая основа в виде обязательных для выполнения федеральных норм и правил, утверждение которых в соответствии с положениями Конвенций было поручено регулирующему органу.

Вместе с тем осуществить полный переход от методов надзора, применявшихся в Советском Союзе, к новым методам, соответствующим упомянутым международным Конвенциям, было затруднительно. Эксплуатирующие организации в это время только начали формироваться и не могли взять на себя в полном объеме контроль организаций, выполняющих для них работы и услуги. Требовался определенный переходный период. Поэтому Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» такой контроль в форме лицензирования был возложен на орган государственного регулирования безопасности. Еще некоторые отступления от международных принципов, имеющиеся в законе [7], рассмотрены в статье [9].

Атомный надзор и коррупция

Коррупция – это системное явление, которое возникает в определенных условиях. Для возникновения коррупции необходима финансовая мотивация и незначительный риск ответственности. Такие условия сложились, практически, во всех надзорных органах России, в том числе и в атомном надзоре. Этому способствовал огромный объем разрешительных процедур для деятельности, не сопряженной с радиационным риском, и крайне низкий уровень заработной платы инспекторов атомного надзора по сравнению с зарплатой тех, кого они должны контролировать.

Коррупция в атомном надзоре – это всегда двойное преступление. С одной стороны – это взяточничество, а с другой – нарушение определенных требований, установленных для обеспечения безопасности. Кроме того, так как контролируемые должностные лица ОИАЭ расплачиваются не личными, а государственными средствами, то это еще и хищение государственной собственности.

Особенно опасна для общества и государства коррупция в подразделениях атомного надзора, контролирующих ОИАЭ, последствия аварий на которых могут носить глобальный характер.

Для подавления коррупции в атомном надзоре необходимо устранить условия, способствующие её возникновению и ужесточить ответственность.

Для этого, прежде всего, необходимо вывести из под непосредственного контроля атомным надзором все виды деятельности, не сопровождающиеся возникновением радиационного риска. Такая деятельность должна контролироваться эксплуатирующими организациями в рамках их полной ответственности за обеспечение безопасности. Атомный же надзор должен контролировать деятельность эксплуатирующих организаций по обеспечению безопасности, в том числе и то, как они контролируют работающие на них подрядные организации.

Непосредственный контроль регулирующим органом организаций, выполняющих работы и услуги для эксплуатирующих организаций, кроме создания благоприятной почвы для коррупции, снижает ответственность эксплуатирующих организаций за обеспечение безопасности, перенося её на регулирующий орган. Эксплуатирующая организация должна иметь полную возможность самостоятельно принимать все решения, влияющие на безопасность, без какого то бы ни было внешнего давления, в том числе и со стороны регулирующего органа, если только речь не идет о нарушениях требований федеральных норм и правил.

Объем и характер разрешительных процедур атомного надзора должен быть дифференцирован в зависимости от опасности ОИАЭ. Из ведения органа государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности следует вывести все ОИАЭ, радиационный риск деятельности которых не носит глобального характера. Их деятельность должна контролироваться иными органами контроля и надзора. За счет этого может быть сокращена численность нынешнего состава атомного надзора и существенно повышена заработная плата инспекторам, контролирующим опасные объекты использования атомной энергии.

Заключение

Каким же следует быть атомному надзору? Отвечая на этот вопрос можно заключить следующее.

1. Необходимо, как минимум, восстановить статус атомного надзора как органа государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности, существовавший до 2004 года, а еще лучше – каким он был установлен при создании Госатомнадзора России.

2. Необходимо ограничить деятельность этого органа только объектами использования атомной энергии, опасность которых носит глобальный характер.

3. Необходимо ужесточить ответственность за ненадлежащее исполнение служебных обязанностей как должностными лицами регулирующего органа, так и должностными лицами эксплуатирующих организаций. При этом выявленные факты коррупции следует рассматривать как отягчающее вину обстоятельство.

Для осуществления всех необходимых реорганизаций следует ускорить разработку федерального закона о регулировании ядерной и радиационной безопасности. Необходимо внести соответствующие изменения в Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» и другие законодательные акты, а также полностью восстановить полномочия эксплуатирующей организации, обеспечивающие ей независимость при принятии решений, влияющих на ядерную и радиационную безопасность,

в том числе и от выше стоящих органов управления, нарушенную при образовании Госкорпорации «Росатом».

Литература

1. Конвенция по ядерной безопасности//Безопасность России. Регулирование ядерной и радиационной безопасности. М.: МГОФ «Знание», НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России, 2003.
2. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами//Безопасность России. Регулирование ядерной и радиационной безопасности. М.: МГОФ «Знание», НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России, 2003.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material. IAEA international law series. No. 2. Vienna. 2006.
4. Конвенция о физической защите ядерного материала//Безопасность России. Регулирование ядерной и радиационной безопасности. М.: МГОФ «Знание», НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России, 2003.
5. Букринский А.М., Сидоренко В.А., Штейнберг Н.А. Безопасность АС и ее государственное регулирование// Безопасность труда в промышленности, №5 1990, М. «Недра».
6. А.М. Букринский, В.А. Сидоренко. Культура технического регулирования безопасности// Бюллетень по атомной энергии №7, 2007 г.
7. Федеральный закон "Об использовании атомной энергии", № 170-ФЗ. М.: 1995.
8. Букринский А.М. Апостериорный разбор принятия федерального закона о государственной корпорации "Росатом"//Ядерная и радиационная безопасность. 2008. № 1.
9. Букринский А.М. МАГАТЭ о роли эксплуатирующей организации и государственного регулирующего органа в обеспечении безопасности использования атомной энергии//Ядерная и радиационная безопасность. 2007, № 2.

2.3. ИТОГИ 4-ГО ОБЗОРНОГО СОВЕЩАНИЯ СТРАН-УЧАСТНИЦ КОНВЕНЦИИ О ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И НЕОБХОДИМОСТЬ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ АТОМНОГО НАДЗОРА РОССИИ

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 4, 2009 г)*

Обзорные совещания стран-участниц Конвенции о ядерной безопасности [1] (далее – Конвенция) проводятся в соответствии со статьей 20 Конвенции каждые три года. С 14 по 25 апреля 2008 г. в Вене (Австрия), в штаб квартире МАГАТЭ состоялось четвертое такое совещание. На каждом обзорном совещании страны-участницы, в том числе и Россия, представляют отчеты о выполнении обязательств, принятых в связи с присоединением к Конвенции. Итоги совещания освещаются в отчетах, в которых отмечаются наиболее актуальные вопросы, вытекающие из докладов стран и их обсуждения. Уроки, отраженные в итоговом отчете 4-го обзорного совещания [2] (далее – Итоговый отчет), опыт наиболее продвинутых стран в отношении выполнения положений Конвенции безусловно заслуживают внимания с целью совершенствования атомного надзора России.

Из вопросов, нашедших отражение в итоговом отчете, наибольшую значимость для атомного надзора России имеют следующие:

- законодательная и регулирующая основа;
- независимость регулирующего органа;

- административно-управленческие вопросы безопасности и культура безопасности;
- персонал и компетентность;
- вероятностный анализ безопасности;
- новые АЭС;
- открытость и прозрачность деятельности в отношении ядерной безопасности.

Законодательная и регулирующая основа

В Итоговом отчете сказано, что все страны-участницы совещания сообщили о некотором прогрессе их регулирующей основы. Многие страны определили свои планы по дальнейшему улучшению законодательной основы.

Россия в своем докладе также сообщила об изменениях в законодательной и регулирующей основе со времени предыдущего обзорного совещания. Однако оценка этим изменениям авторами отчетов не давалась. Особенно это важно в отношении законодательной основы. Будучи значительно менее совершенной по сравнению с наиболее развитыми странами, такими, например, как США и Франция, она не только не улучшилась, но претерпела изменения в худшую сторону, которые еще более усилились вскоре после завершения 4-го обзорного совещания.

Основным законодательным документом, регламентирующим развитие использования атомной энергии в России, является Федеральный закон "Об использовании атомной энергии" [3] (далее – ФЗ № 170), принятый Государственной думой 21 ноября 1995 г. Однако, во-первых, ФЗ № 170 был принят в переходный период, когда в России создавалась новая, соответствующая международным принципам система регулирования ядерной и радиационной безопасности, существенно отличающаяся от той, которая существовала в бывшем Советском Союзе. В связи с этим, он содержит отдельные положения, не соответствующие международным принципам и Конвенции. Во-вторых, ФЗ № 170 носит рамочный характер [4] и требует дальнейшей конкретизации в подзаконных актах, что серьезно снижает эффективность его действия. Необходимые подзаконные

акты (Указы Президента или Постановления Правительства) в отношении надзорной деятельности до сих пор отсутствуют.

Несоответствия ФЗ № 170 Конвенции заключаются в следующем. Статьей 7 Конвенции устанавливается необходимость наличия системы лицензирования только в отношении ядерных установок, которые в статье 2 определены как АЭС, включая расположенные на той же площадке хранилища и установки для обработки и обращения с радиоактивными материалами, а статьей 8 Конвенции определена полная ответственность за безопасность ядерной установки обладателя лицензии. ФЗ № 170 установлено, что лицензирование деятельности осуществляется не только в отношении ядерных установок, но и в отношении работ и услуг, оказываемых обладателю лицензии его контрагентами. И хотя указанный закон также провозглашает полноту ответственности за безопасность обладателя лицензии, полнота этой ответственности не может быть реализована в полной мере в условиях, когда в работу контрагентов обладателя лицензии, за которых он должен нести ответственность, независимо от него вмешивается другая организация, даже если это регулирующий орган.

Конкретизация всех лицензируемых видов деятельности в ФЗ № 170 отсутствует. Она дана в подзаконном акте – Положении о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии [5] (далее – Положение), куда вошли многие виды деятельности, не представляющие непосредственно радиационной опасности для населения и окружающей среды, а это, кроме сказанного выше, противоречит фундаментальным принципам безопасности МАГАТЭ [6].

Если Положение можно было оправдать в переходный период, когда эксплуатирующие организации (обладатели лицензий) только начали формироваться и не могли принять на себя все контрольные функции в отношении своих контрагентов, то сейчас сохранение Положения неизменным оправдать нельзя, тем более, что с ним связаны и другие недостатки, о которых будет сказано ниже.

Законодательная основа США и Франции, особенно США, в отличие от российской, является значительно более полной и относится к законам прямого действия. Здесь установлены все виды деятельности, подлежащие лицензированию, полномочия и обязанности регулирующего органа для всех составляющих регулирующей деятельности (нормативное регулирование, лицензирование и надзор), порядок формирования регулирующего органа, права и обязанности обладателей лицензий, права граждан на защиту их интересов, определены необходимые основные процедуры.

Законодательная основа регулирования ядерной и радиационной безопасности России значительно ухудшилась после передачи Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (далее – Ростехнадзор) в ведение Министерства природных ресурсов и экологии (далее – Минприроды). Атомный надзор лишился функций регулирующего органа, определенного Конвенцией, и полномочий осуществлять нормативное регулирование.

В сложившейся ситуации для решения всех возникших проблем необходима разработка нового закона прямого действия о регулировании ядерной и радиационной безопасности с учетом положений Конвенции, фундаментальных принципов МАГАТЭ и опыта разработки аналогичного законодательства в таких странах как США и Франция.

Независимость регулирующего органа

Этой проблеме в Итоговом отчете уделено соответствующее внимание, при этом отмечена её актуальность для некоторых стран и необходимость уделять ей внимание в будущем.

Для атомного надзора России эта проблема стала особенно актуальной после объединения его с другими надзорными службами в едином органе – Ростехнадзоре. Для единого органа естественно стремление к проведению единой технической политики. В то же время, атомный надзор принципиально отличается от всех других технических надзоров ввиду абсолютной неприемлемости последствий тяжёлых аварий на объектах, подведомственных такому надзору.

Для таких объектов как АС опасность носит глобальный характер, обеспечение их безопасности и, соответственно, надзор за её обеспечением не может ограничиваться только реагированием на нежелательные события и извлечением уроков из имеющегося опыта, как это делается в традиционных областях промышленности. Здесь необходима серьезная превентивная аналитическая деятельность, предполагающая значительно большую вовлечённость научных и научно-технических организаций в обеспечение безопасности и в контроль обеспечения безопасности со стороны органов надзора.

Для АС безопасность строится на концепции глубокоэшелонированной защиты, предусматривающей множество барьеров и уровней их защиты на пути распространения радиоактивных веществ и излучений в окружающую среду таким образом, что тяжелые последствия нарушения в работе АС могут наступить только в том случае, если откажут все или несколько барьеров и уровней защиты.

Для того, чтобы обнаружить нарушение в работе АС до того, как оно перерастет в тяжелую аварию применяются методы математического моделирования АС и её систем, позволяющие определить необходимые для контроля состояния АС признаки. Кроме этого, здесь принципиально важным является применение методов вероятностного анализа безопасности (ВАБ), позволяющих определить значимость для безопасности различных нарушений и отказов по их вкладу в вероятность тяжелой аварии и правильно установить приоритеты технического обслуживания и контроля в процессе эксплуатации и соответственно надзора за этими операциями.

Самым трудным для обеспечения безопасности и соответствующего контроля является человеческий фактор, т.е. влияние на работу АС человека-оператора и другого эксплуатационного персонала. С учетом уроков чернобыльской аварии, для повышения эффективности управления человеческим фактором было введено специальное понятие «культура безопасности», необходимость поддержания которой на высоком уровне стала

одним из важнейших принципов обеспечения безопасности АС и, соответственно, надзора.

Применение всех этих методов, безусловно, приводит к удорожанию надзора, что делает их мало приемлемыми для менее опасных производств.

В руководстве МАГАТЭ по безопасности GS-G-1.1 [7] выделены шесть аспектов независимости регулирующего органа: политический, правовой, финансовый, аспект компетентности, аспект информирования общественности, международный аспект. Все эти аспекты претерпели изменения в худшую сторону после объединения всех надзорных органов и особенно после передачи Ростехнадзора в ведение Минприроды. Вместе с тем, во всех этих отношениях атомный надзор должен быть самостоятельным и не испытывать внешнего давления ни по одному из указанных аспектов.

Административно-управленческие вопросы безопасности и культура безопасности

Необходимо указать на неточность приведенного на интернет-сайте Ростехнадзора официального перевода на русский язык Итогового отчета. Понятие “Safety Management” переведено здесь как «управление безопасностью», что является крайне неопределенным и туманным. На самом деле здесь речь идет об административно-управленческих вопросах и влиянии их на безопасность, как для эксплуатирующих организаций, так и для регулирующего органа. В новом стандарте МАГАТЭ по системам управления установками и деятельностью [8], который упоминается в Итоговом отчете, речь идет о необходимости тесно связывать безопасность со всеми остальными аспектами деятельности – экономическими, обеспечением качества и т.п. По этой причине административно-управленческие проблемы обеспечения безопасности увязываются с культурой безопасности, основным требованием которой для всех уровней управления является приоритет ядерной и радиационной безопасности над всеми другими видами деятельности.

Исходя из вышесказанного, нельзя не отметить, что перипетии, которые пришлось претерпеть атомному надзору России, приведшие к потере им самостоятельности и независимости, не свидетельствуют о должном уровне культуры безопасности на соответствующих уровнях административного управления России. А ведь именно отсутствие культуры безопасности привело к чернобыльской катастрофе в бывшем Советском Союзе.

Вероятностный анализ безопасности

Многие страны-участницы обзорного совещания сообщили о значительном прогрессе использования методов ВАБ для поддержки решений по вопросам эксплуатации и технического обслуживания, таким, как повышение безопасности и требования к инспекциям в процессе эксплуатации.

Во всех случаях ВАБ используется в качестве дополнения детерминистического анализа безопасности. Участники совещания отмечали, что для обеспечения полезности ВАБ его необходимо постоянно обновлять. Для получения максимальной пользы от ВАБ необходимо общее понимание операторами и регулируемыми органами вопросов его применения. В некоторых странах создана информационная система по ВАБ, позволяющая сотрудникам, не являющимся экспертами по ВАБ, использовать ее в качестве инструментального средства при принятии решений с учетом информации о риске.

Принятие решений с учетом информации о риске является сейчас общей практикой во многих странах, имеющих АЭС, и многие внедряют основанный на таких показателях подход к регулированию.

Наибольшие успехи в этом отношении достигнуты в США. Здесь подход, основанный на информации о риске и подход, базирующийся на конечном результате, внедряются Комиссией по ядерному регулированию (NRC) во все сферы регулирующей деятельности.

Подход, основанный на информации о риске, или сокращенно риск-ориентированный подход, представляет собой философию, согласно которой видение на основе риска сочетается

с другими факторами по установлению регулирующих требований, которые лучше фокусируют внимание лицензиата и регулятора на проектных и эксплуатационных проблемах в соответствии с их значимостью для безопасности и здоровья людей. При этом решаются следующие три задачи:

- улучшаются процедуры принятия решений;
- повышается эффективность использования ресурсов регулятора;
- ослабляются необоснованные ограничения для лицензиатов.

Кроме того, улучшается эффективность детерминистического подхода:

а) появляется возможность рассмотрения более широкого ряда опасностей;

б) обеспечиваются логические средства для приоритезации этих опасностей в соответствии с их значимостью для риска, опытом эксплуатации и инженерными соображениями;

в) облегчается рассмотрение более широкого ряда средств защиты от этих опасностей;

г) появляется возможность явного выявления и количественного определения источников неопределенностей анализов;

д) повышается обоснованность принятия решений за счет появления возможности тестировать чувствительность результатов к ключевым предположениям.

На основе видения риска можно снизить избыточный консерватизм детерминистического подхода, или наоборот, выявить области, где такой консерватизм недостаточен, и принять дополнительные регулирующие требования. Вместе с тем, концепция глубокоэшелонированной защиты была и будет оставаться фундаментальным принципом регулирующей практики, особенно для таких ядерных установок как АЭС.

Подход, ориентированный на конечный результат, также позволяет ослабить давление на лицензиата, которое оказывается детальными требованиями, и сэкономить ресурсы регулятора. В этом подходе задаются требования только к конечному

результату какой-либо деятельности лицензиата, или к функционированию и состоянию конструкций, систем и компонентов. Он является альтернативой подходу, именуемому в документации NRC «предписывающим» (prescriptive)⁴, при котором регламентированы все детали того, как может быть достигнут этот конечный результат. Таким считается традиционный детерминистический подход к регулированию, устанавливающий требования к инженерным запасам и к обеспечению качества проекта, изготовления, строительства и эксплуатации. Развитие методов ВАБ дает возможность обоснованно применять подход, ориентированный на конечный результат, не устанавливая детальных предписаний. При этом крайне важно установление надежных критериев достижения конечного результата и наличие достаточного запаса безопасности на случай невыполнения этих критериев.

Смешанный подход, ориентированный на информацию о риске и на конечный результат, принят NRC в качестве базового для широкого внедрения в регуливающую практику. На его основе, как показано в статьях [9] и [10], полностью обновлен процесс реакторного надзора, т.е. надзора при эксплуатации реакторов, в регулирующие требования внедрен альтернативный подход к категоризации конструкций, систем и компонентов с учетом их вклада в риск тяжелой аварии [11].

В регулирующей практике России также применяется ВАБ. Однако это пока только установление вероятностных целевых ориентиров, требования по выполнению ВАБ для оценки их достижения, обеспечение сбалансированности проекта и некоторые другие требования по безопасности. Вместе с тем, представленный на 4-м обзорном совещании положительный опыт более широкого внедрения методов ВАБ требует их пристального изучения и внедрения в практику атомного надзора России.

⁴ В российской практике термин «предписывающий подход» имеет несколько иной оттенок и означает, что большая часть требований носит обязательный, а не рекомендательный характер.

Новые АЭС

Многие страны-участники 4-го обзорного совещания сообщили о деятельности или планах по созданию новых АЭС. В ряде стран с прочно утвердившимися ядерно-энергетическими программами в настоящее время проводится работа по обеспечению того, чтобы у заявителей и у регулирующих органов были необходимые ресурсы для безопасного выбора площадок, проектирования, строительства, эксплуатации и технического обслуживания новых АЭС. В большинстве из этих случаев страны отмечали проблему лицензирования АЭС с новыми и различными технологиями, а также то, что для этого потребуются новые экспертные знания и более широкое международное сотрудничество. Некоторые страны с развитыми ядерными программами создали в своих регулирующих органах специальные подразделения, занимающиеся вопросами лицензирования новых АЭС, и обновили свою регулирующую основу в соответствии с требованиями МАГАТЭ.

Было подчеркнуто, что необходимая инфраструктура безопасности (технические экспертные знания, законодательная и регулирующая основа) должна быть создана заблаговременно, до выдачи разрешения на строительство АЭС, потому что, в частности, развитие культуры безопасности во всех соответствующих организациях является длительным процессом.

Все эти положения, отмеченные в Итоговом отчете, актуальны и для России, в которой намечена и уже реализуется большая программа строительства новых АЭС. В этой связи, прежде всего, возникает проблема организации и осуществления надзора при строительстве новых энергоблоков. Следует отметить, что опыт подобного надзора у России крайне ограничен, поскольку в прежние годы после создания атомного надзора России такое строительство почти не велось. И здесь вновь следовало бы обратиться к опыту надзора при строительстве США, поскольку этот опыт является наиболее прогрессивным и воспринимается практически всеми странами. Краткая информация об этом опыте была представлена в статье [9].

Интересно сравнить положения, представленные в этой статье, с соответствующими положениями по строительному надзору в недавно утвержденном административном регламенте исполнения Ростехнадзором государственной функции лицензирования [12] (далее – Административный регламент). В нем предусмотрено выполнение административной процедуры – «сопровождение выданной лицензии путем проведения инспекций с целью проверки выполнения условий действия лицензии, а также путем внесения в условия действия лицензии необходимых изменений». Требования к исполнению этой процедуры для лицензий на сооружение и должны содержать интересные нас положения. Однако Административный регламент не дифференцирует требования к выполнению этой административной процедуры для разных видов деятельности и разных лицензий. В п.21 Административного регламента, устанавливающим требования к выполнению этой процедуры, сказано:

«21.1. Сопровождение выданной лицензии осуществляется соответствующим территориальным органом Ростехнадзора путем проведения плановых и внеплановых инспекций с целью проверки выполнения условий действия лицензии.

21.1.1. Плановые инспекции проводятся в соответствии с годовым планом работы, утверждаемым руководителем территориального органа Ростехнадзора, с периодичностью:

не реже одного раза в год - при выполнении лицензиатом ядерных и радиационно-опасных работ;

не более одного раза в год - при осуществлении лицензиатом видов деятельности, не связанных с выполнением ядерно- и радиационно-опасных работ.

21.1.2. Внеплановые инспекции проводятся в следующих случаях:

а) при контроле исполнения предписаний об устранении выявленных нарушений в результате плановой инспекции;

б) при возникновении происшествий и аварий на объекте, в отношении которого проводится заявленная деятельность;

в) при получении информации от физических лиц о нарушениях лицензиатом порядка проведения технического расследования причин происшествий, аварий и инцидентов на объекте;

г) при получении информации от юридических или физических лиц о представлении лицензиатом заведомо ложных сведений о состоянии безопасности объекта, в отношении которого проводится заявленная деятельность».

Поскольку все работы по сооружению АС до загрузки ядерного топлива не являются ядерно-опасными, то для контроля за их выполнением допускается проведение не более одной инспекции в год. Это практически означает отсутствие надлежащего надзора за сооружением АС.

Мало что меняют в этом выводе и «Методические указания о порядке осуществления надзора за соблюдением требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и условий действия лицензий при сооружении объектов использования атомной энергии», тем более что и этот документ, и Административный регламент не являются правоустанавливающими и обязательны для исполнения только сотрудниками Ростехнадзора.

Согласно американской практике, кратко представленной в статье [9], все работы, проводимые на станции и для неё, должны, прежде всего, контролироваться самой эксплуатирующей организацией, несущей ответственность за безопасность. Инспекторы NRC выборочно контролируют деятельность эксплуатирующей организации. Для этой цели при строительстве на станции постоянно находится бригада инспекторов из шести человек, отслеживающая все проводимые работы и координирующая проведение целевых и плановых инспекций, осуществляемых специализированными бригадами инспекторов из регионов и центрального офиса. На каждой станции инспекторы NRC ежегодно проводят от 10-ти до 25-ти плановых инспекций.

Таким образом, российская документация по строительному надзору имеет мало общего с современной американской практикой, которая считается одной из лучших, а огромный

объем деятельности по лицензированию работ и услуг, не связанных с радиационным риском, только отвлекает ограниченные ресурсы атомного надзора России от основных направлений, связанных с наибольшей опасностью. Такая ситуация чревата неблагоприятными последствиями и требует изменения путем создания нормальной законодательной основы, как и рекомендуется в Итоговом отчете стран-участниц Конвенции.

Персонал и компетентность

В Итоговом отчете сказано, что, по сообщениям многих стран-участниц, поддержание надлежащих уровней укомплектования персоналом и обеспечения его компетенции в целях ядерной безопасности является серьезным вызовом как для операторов, так и для регулирующих органов и их организаций технической поддержки и требует от них значительных усилий. Некоторые страны отметили, что их регулирующие органы повысили уровни укомплектования персоналом и планируют дальнейшее повышение этих уровней в связи с увеличением рабочей нагрузки в результате продления сроков эксплуатации и строительства новых АЭС. Некоторые страны взяли обязательства по финансированию и поддержке расширенных научных исследований и образования, а другие разработали стратегические планы и программы по решению вопросов укомплектования персоналом и обеспечения его компетенции. В качестве образцовой практики были указаны такие упреждающие меры, как набор кадров заблаговременно до строительства или выхода сотрудников в отставку по возрасту, программы наставничества и обучения, конкурентоспособные пакеты заработной платы и международное сотрудничество.

Все эти вопросы чрезвычайно актуальны и для атомного надзора России в свете тех проблем, которые были отмечены выше. Разработка и применение новых методов надзора, включая разработку необходимых компьютеризированных информационных систем, разработка соответствующих нормативных документов и их внедрение требуют сосредоточения ресурсов атомного надзора на основных направлениях и более полного вовлечения в эту деятельность Научно-технического центра по

ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ), являющегося организацией технической поддержки атомного надзора России. Необходимо отметить, что между атомным надзором и его организацией технической поддержки совершенно неуместны отношения, установленные российским законодательством для отношений между государственным органом и организациями, оказывающими ему услуги в условиях рыночной экономики. Услуги НТЦ ЯРБ не продаются на рынке, а исполняются как поручения вышестоящей организации.

Открытость и прозрачность деятельности в отношении ядерной безопасности

Эта тема является чрезвычайно важной для работы государственного регулирующего органа в области использования атомной энергии. Она была затронута в общих замечаниях Итогового отчета.

Страны, принявшие участие в совещании, отметили важность обеспечения открытости и прозрачности в отношении ядерной безопасности. Во время совещания было приведено множество примеров деятельности, которую регулирующие органы и операторы АЭС осуществляют с целью повышения открытости и прозрачности, включая, в частности, публичные мероприятия, пересмотр законодательства и расширение использования интернет-сайтов. На совещании было решено ввести в качестве образцовой практики опубликование в группах стран докладов, а также письменных вопросов и ответов.

Для российского атомного надзора в этой области также необходимо многое сделать. Основным средством решения этой задачи является интернет-сайт Ростехнадзора. Однако этот сайт перегружен, так как отражает информацию по всем направлениям деятельности Ростехнадзора. В результате этого, информация по атомному надзору оказывается крайне ограниченной и не идет ни в какое сравнение с сайтами регулирующих органов других стран. Более того, часть информации давно устарела, например, последняя информация по международному сотрудничеству в сфере атомного надзора относится только ко 2-му и 3-му кварталам 2007 г. Ситуацию необходимо кардинальным

образом изменить, выделив интернет-сайт атомного надзора в самостоятельный.

Заключение

Состояние атомного надзора России не соответствует требованиям Конвенции и должно быть безотлагательно изменено, начиная с создания надлежащей законодательной основы с соответствующими изменениями организационной структуры, базирующимися на положениях Конвенции, и кончая внедрением новых методов и технологий регулирующей и надзорной деятельности, отвечающим современному этапу развития атомной энергетики.

Литература

1. Конвенция о ядерной безопасности. В книге Безопасность России. Регулирование ядерной и радиационной безопасности. МГОФ «Знание», НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России, 2003.
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Summary Report of the 4th Review Meeting of the Contracting Parties to the Convention on Nuclear Safety 14-25 April 2008 Vienna, Austria. CNS/RM/2008/6 FINAL (Русский перевод одной из более ранних версий представлен на интернет-сайте Ростехнадзора)
3. Федеральный закон "Об использовании атомной энергии", № 170-ФЗ. М.: 1995.
4. Супотаева О.А. Ликвидация административных ограничений при осуществлении предпринимательской деятельности и обеспечение безопасности в области использования атомной энергии. Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» №1, 2009.
5. Положение о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии. Утверждено постановлением Правительства Российской Федерации от 14 июля 1997 г. № 865.
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental safety principles. Safety Standards Series No. SF-1, Vienna, 2006.
7. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Organization and staffing of the regulatory body for nuclear facilities, Safety standards series: safety guide GS-G-1.1. — Vienna, 2002.
8. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The management system for facilities and activities, Safety standards series: safety requirements GS-R-3— Vienna, 2006.
9. Букринский А.М. Атомный надзор в США (основные черты и особенности). Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» № 1, 2009.

10. Букринский А.М. Ключевые факторы безопасности и их оценка в процессе реакторного надзора NRC. Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» № 2, 2009.

11. US Code of federal regulations (CFR), Energy, title 10, part 50, § 50.69 Risk-informed categorization and treatment of structures, systems and components for nuclear power reactors.

12. Административный регламент исполнения Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору государственной функции по лицензированию деятельности в области использования атомной энергии. М.: НТЦ ЯРБ, 2009.

2.4. АНАХРОНИЗМЫ ПРОЕКТИРОВАНИЯ И ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО СОВЕРШЕСТВОВАНИЮ АТОМНОГО НАДЗОРА

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 3, 2007 г)*

В процессе проектирования АЭС-2006 по инициативе одного из проектантов, а именно Санкт-петербургского института «Атомэнергопроект», возник вопрос о переквалификации элементов турбоустановки, относящихся, в основном, к 3-му классу по ОПБ-88/97 [1], на 4-й класс. Основанием для такой постановки вопроса послужило якобы значительное удорожание турбоустановки при отнесении её элементов к 3-му классу вместо 4-ого. Московский институт «Атомэнергопроект», также принимающий участие в проектировании АЭС-2006, классифицировал основные элементы турбоустановки по 3-му классу в соответствии с требованиями ОПБ-88/97, комментариями к нему [2], одобренными секцией НТС Госатомнадзора России по ядерной и радиационной безопасности атомных станций 31 марта 2004 года, и разъяснениями НТЦ ЯРБ.

Конечно, подобную позицию Санкт-петербургских проектировщиков иначе как анахронизмом времен Советского Союза не назовешь, поскольку здесь явная демонстрация полного пренебрежения какой бы то ни было культурой безопасности. Еще большим анахронизмом являются возникающие в подобных случаях устремления высокого начальства, для которого рассуждения о культуре безопасности представляются отвлеченной абстракцией, решить этот вопрос директивно, несмотря на то, что в п.2.9 ОПБ-88/97 четко сказано, что классы безопасности элементов АС назначаются разработчиками проектов РУ и

АС в соответствии с требованиями Общих положений. Даже если бы назначение 3-го класса вместо 4-го действительно приводило к значительному удорожанию станции, то и в этом случае, исходя из приоритета безопасности над всеми другими целями в соответствии с принципом «культуры безопасности», необходимо было бы придерживаться именно такого решения. В данном же случае дело обстоит не совсем так, поэтому в нем следует более детально разобраться.

Назначение классификации ОПБ-88/97 и требования, которые в связи с этим возникают

Классификация элементов и систем АС по ОПБ-88/97 предназначена для установления возможности дифференцированного подхода к нормированию устройства и эксплуатации элементов и систем АС в зависимости от их влияния на безопасность. При этом в самих ОПБ-88/97 устанавливаются только некоторые общие требования к системам и элементам АС в соответствии с их классификацией, а конкретные требования, определяющие их устройство и эксплуатацию, устанавливаются в других нормативных документах, например, в [3]. В этих документах устанавливаются группы или категории качества нормируемых элементов, которые должны назначаться с учетом классификации ОПБ-88/97 по влиянию на безопасность.

Классы безопасности назначаются только для элементов АС, т.е. устройств (оборудования приборов, трубопроводов, кабелей, строительных конструкций и других изделий), обеспечивающих выполнение заданных функций самостоятельно или в составе систем и рассматриваемых в проекте в качестве структурных единиц при выполнении анализов надежности и безопасности. Классы безопасности не определяют нормативные документы, по которым должно вестись проектирование, конструирование, изготовление и эксплуатация элементов, Это определяется в самих нормативных документах их областью распространения. Для элементов турбоустановки специальных

нормативных документов нет и на них распространяются общепромышленные нормативные документы независимо от того будут ли они отнесены к 3-му или к 4-му классам.

К 3-му классу, согласно ОПБ-88/97, относятся элементы систем, важных для безопасности, не вошедшие в классы 1 и 2; элементы, содержащие радиоактивные вещества, выход которых в окружающую среду (включая производственные помещения АС) при отказах превышает значения, установленные в соответствии с нормами радиационной безопасности и элементы, выполняющие контрольные функции радиационной защиты персонала и населения.

К 4-му классу относятся элементы нормальной эксплуатации АС, не влияющие на безопасность и не вошедшие в классы безопасности 1,2,3.

Таким образом, элементы 3-го класса по ОПБ-88/97 являются важными для безопасности и вносят определенный вклад в риск тяжелой аварии. Для того, чтобы этот риск был контролируемым и не возрастал неопределенно в процессе эксплуатации пунктом 1.2.6. ОПБ-88/97 установлено, что устройство и надежность систем и элементов, важных для безопасности, должны являться объектами деятельности по обеспечению качества. Никаких других требований к элементам, важным для безопасности 3-го класса, в ОПБ-88/97 не установлено.

Для того, чтобы элементы турбоустановки отнести к 4-му классу их необходимо признать не влияющими на безопасность АС и не вносящими никакого вклада в риск тяжелой аварии. Но это было бы неправильно и неизбежно привело бы к снижению уровня безопасности АС. По оценкам ВАБ для проекта 5-го блока Балаковской АЭС вклад в частоту тяжелого повреждения активной зоны реактора только вследствие потери нормального отвода тепла через конденсаторы турбины составляет около 8%.

Известно также, что одна из двух имевших место в мире за всю историю развития атомной энергетики тяжелых аварий на АЭС Три Майл Айленд в США началась с отказа в турбоустановке.

2. Причины удорожания турбоустановки при назначении для её элементов класса 3

Из сказанного выше ясно, что нормативные документы, на основе которых ведется разработка и изготовление элементов турбоустановки остаются одинаковыми независимо от назначенного класса безопасности. Поэтому то некоторое удорожание турбоустановки, которое может иметь место в связи с отношением её основных элементов к 3-иу классу по ОПБ-88/97 возможно только за счет необходимости разработки и реализации программ обеспечения качества. При этом, однако, очевидно, что это удорожание, во-первых, не может быть значительным, а во-вторых, оно оправдано необходимостью контроля над надежностью этих элементов на протяжении всего срока их службы и поддержания уровня безопасности АС в целом.

Вместе с тем реальное удорожание турбоустановки, о котором заявляют её разработчики и проектировщики АЭС, является значительным и обусловлено задержками производственных процессов разработки конструкторской документации и изготовления, вызванными процедурами надзора, осуществляемыми региональными органами ранее Госатомнадзора России, а теперь Ростехнадзора. Основанием для такого надзора являются руководящие документы Ростехнадзора: РД-03-43-98 [4], РД-03-48-98 [5] и РД-03-47-99 [6]. В настоящее время РД-03-48-98 и РД-03-47-99 заменяются вновь разрабатываемыми документами. Однако суть вопроса при этом изменяется мало.

Этими документами, практически сохранен порядок надзора за конструированием и изготовлением оборудования, существовавший в Советском Союзе, несмотря на переход к лицензионному регулированию, для которого такой надзор является избыточным, тем более, что он противоречит и ОПБ-88/97 и Федеральному закону «Об использовании атомной энергии» [7].

В соответствии со статьей 35 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» на эксплуатирующую организа-

цию возложена организация и координация разработки и выполнения программ обеспечения качества на всех этапах создания, эксплуатации и вывода из эксплуатации ядерной установки, радиационного источника и пункта хранения, а также осуществление иных полномочий, установленных нормативными правовыми актами. В пункте же 1.2.7 ОПБ-88/97 установлено, что эксплуатирующая организация обеспечивает разработку и выполнение программ обеспечения качества на всех этапах жизненного цикла АС и в этих целях разрабатывает общую программу обеспечения качества и контролирует деятельность организаций, выполняющих работы или предоставляющих услуги для АС (изыскательские, проектные, конструкторские, исследовательские, строительные, монтажные организации, поставщики систем и элементов, заводы-изготовители оборудования АС и др.), которые в свою очередь разрабатывают в рамках общей программы обеспечения качества частные программы обеспечения качества по соответствующим видам деятельности. Надлежащее выполнение этих программ, в том числе по разработке проектной и конструкторской документации и изготовлению, и должно контролироваться эксплуатирующей организацией, а не регулирующим органом.

Это один из ключевых вопросов обеспечения эффективности надзорной деятельности. Не брать на себя выполнение функций эксплуатирующей организации по контролю деятельности подрядных организаций, а обеспечить контроль за надлежащим исполнением эксплуатирующей организацией её обязанностей, исходя из полноты её ответственности за безопасность, установленной Федеральным законом [7].

Надзор регулирующим органом за выполнением требований, связанных с обеспечением ядерной и радиационной безопасности, при конструировании и изготовлении оборудования и систем ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения на этих этапах деятельности не предусмотрен ни Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» ни

ОПБ-88/97. Он является избыточным, поскольку проверка соответствия проектной и конструкторской документации действующим нормам и правилам осуществляется при её экспертизе в процессе лицензирования, первый раз при выдаче лицензии на сооружение, а второй раз при выдаче лицензии на эксплуатацию. Дублировать такой контроль нет необходимости и оснований. В дальнейшем региональными органами государственного надзора должно контролироваться только выполнение условий действия лицензий, в том числе выполнение эксплуатирующей организацией требований пункта 1.2.7 ОПБ-88/97.

3. Сравнение подходов ОПБ-88/97 с международной практикой

Такое сравнение выполнено в издаваемой в настоящее время НТЦ ЯРБ книге [8]. В ней установлена эквивалентность подходов ОПБ-88/97 с международной практикой как в отношении определения важных для безопасности систем и элементов, так и отношении вопросов обеспечения качества.

Были также проанализированы соответствующие подходы, применяемые Комиссией по ядерному регулированию США, и также установлена их полная эквивалентность подходам, предусмотренным в ОПБ-88/97.

Из сказанного следует, что подходы ОПБ-88/97 к определению систем и элементов, важных для безопасности, и к вопросам обеспечения качества соответствуют международной практике и не требуют каких либо изменений.

4. Заключение

Из изложенного выше вытекает необходимость определенных действий, как со стороны эксплуатирующей организации, так и со стороны регулирующего органа, как ключевых субъектов обеспечения безопасности АС.

Во-первых, эксплуатирующей организации следует разработать и осуществлять мероприятия по реализации требований пункта 1.2.7 ОПБ-88/97, а отчетность об этой деятельности представлять в Ростехнадзор.

Во-вторых, необходимо изменить редакцию пункта 13и) РД-03-43-98, устанавливающего необходимость осуществлять надзор за выполнением требований, связанных с обеспечением ядерной и радиационной безопасности, при конструировании, изготовлении, хранении, монтаже, эксплуатации и выводе из эксплуатации оборудования и систем ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения.

В этом пункте следует оставить требование осуществлять надзор за выполнением требований, связанных с обеспечением ядерной и радиационной безопасности, только при эксплуатации и выводе из эксплуатации оборудования и систем ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения.

В соответствии с этим необходимо отменить действие инструкций РД-03-43-98 и РД-03-48-98 и руководящих документов, разрабатываемых для их замены.

Что же касается классификации систем и элементов АС, в том числе элементов турбоустановки, то здесь необходимо строго придерживаться требований ОПБ-88/97 и других действующих нормативных документов. А для этого, как минимум, необходимо выполнять качественный анализ отказов и их возможных последствий.

Литература


1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97, НП-001-97 (ПН АЭ Г-1-011-97).
2. Комментарий к Общим положениям обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97/ Беркович В.М., Букринский А.М. и др.-М.: НТЦ ЯРБ, 2004.
3. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-008-89. С изм. №1 от 27 декабря 1999 г
4. РД-03-43-98, Положение об организации государственного надзора за безопасностью при использовании атомной энергии.

5. РД-03-48-99. Инструкция по осуществлению надзора за конструированием оборудования для ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов

6. РД-03-47-99. Инструкция по осуществлению надзора за изготовлением оборудования для ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов.

7. Федеральный закон "Об использовании атомной энергии", № 170-ФЗ. М.: 1995.

8. «Безопасность атомных станций по федеральным нормам и правилам России и стандартам МАГАТЭ (Сравнение основных принципов и требований по обеспечению безопасности)» А.М. Букринский -М.: НТЦ ЯРБ, 2007.



3. Законодательство и нормативное регулирование безопасности АС

3.1. ЯДЕРНОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ И ЯДЕРНОЕ ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВО

*(Атомная стратегия,
№ 56, 2011 г.)*

По мнению, сформировавшемся в мировом сообществе, ядерное законодательство относится к той сфере правового регулирования, которое требует особого подхода с выделением для него отдельного блока в правовой инфраструктуре. В бывшем Советском Союзе был иной подход, в связи с чем первые законодательные акты в области использования атомной энергии [1] и [2] появились в России только после распада Советского Союза соответственно в 1995 и в 1996 годах.

Федеральный закон [1] был разработан как базовый закон, в нем в той или иной степени затронуты, практически, все вопросы правовых отношений для всех сфер использования атомной энергии. Он сыграл важную роль в формировании правовой

культуры России после распада Советского Союза. Однако со времени его разработки прошло достаточно много времени и с тех пор многое изменилось. Сформировались мощные эксплуатирующие организации, способные нести все бремя ответственности за безопасность, обычно возлагаемое на такие организации. В атомной отрасли, как и в других областях народного хозяйства, изменились формы собственности в результате проводимой приватизации. В связи с этим в ФЗ [1] много раз вносились изменения для того, чтобы отразить происходящие перемены. Тем не менее, в этом законе остаются положения, по которым возникают вопросы о соответствии их современным условиям хозяйствования и требованиям к ядерному законодательству, сформировавшимся в международной практике, а его рамочный характер оставил всего лишь обозначенной такую важную область правовых отношений, как регулирование ядерной и радиационной безопасности.

На протяжении последних более чем шестидесяти лет международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) постоянно анализирует опыт стран-членов в области ядерного законодательства, оказывая многим из них помощь в его формировании. В результате этой деятельности в 2003 г. была издана первая справочная книга МАГАТЭ по ядерному праву [3], а в 2010 г. – вторая книга [4]. Кроме того, в течение этого времени разрабатывались и многократно перерабатывались стандарты МАГАТЭ, отражающие требования к государственной правовой и регулирующей инфраструктуре безопасности использования атомной энергии. Последняя версия такого стандарта представлена в [5].

Поэтому представляется вполне целесообразным и своевременным хотя бы частично рассмотреть ФЗ [1] в свете указанных международных документов. Прежде всего, целесообразно рассмотреть вопросы, связанные с регулированием безопасности использования атомной энергии, поскольку эти вопросы более всего нуждаются в реформировании. Эта проблема может быть решена путем разработки отдельного федерального закона

о регулировании ядерной и радиационной безопасности с последующим внесением необходимых исправлений в ФЗ [1]. Представленный ниже анализ ФЗ [1] в свете упоминавшихся выше основополагающих документов МАГАТЭ будет способствовать решению этой задачи.

Базовые принципы ядерного права

Юридические нормы регулирования использования атомной энергии являются частью общей правовой системы государства. Ядерное право должно занимать свое место в нормальной юридической иерархии. Эта иерархия включает несколько уровней, из которых первый, обычно называемый конституционным уровнем, устанавливает базовую институциональную и правовую структуру, регулирующую все соответствующие отношения в государстве. Непосредственно за конституционным уровнем следует законодательный уровень, на котором устанавливаются необходимые государственные органы и их полномочия, а также меры общего характера, касающиеся широкого круга деятельности. Третий уровень составляют регулирующие правила, то есть, детальные и часто высокотехнические правила, используемые для контроля или регулирования деятельности, определяемой актами законодательства. Вследствие особого характера такие правила обычно разрабатываются экспертными органами, в том числе органами, назначаемыми в качестве регулирующих органов, уполномоченных осуществлять надзор за конкретными сферами национальных интересов. На четвертом уровне - не имеющие обязательной силы руководящие документы, которые содержат рекомендации, предназначенные для оказания помощи лицам и организациям в соблюдении юридически закрепленных требований.

Использование ядерных технологий может опираться на применение самых разных законов, касающихся таких вопросов как охрана окружающей среды, промышленная безопасность, планирование землепользования, административные процедуры, горнодобывающая промышленность, перевозка, правительственная этика и др. Однако с самых ранних дней освоения

ядерной энергии считалось, что она требует применения специальных юридических механизмов с целью обеспечения безопасности.

Как указано в [3], необходимость особого подхода к правовому регулированию деятельности в области использования атомной энергии обусловлена рисками для здоровья людей и окружающей среды, с которыми такая деятельность связана. Из приведенного в [3] определения ядерного права следует, что эти риски обусловлены радиоактивностью, образующейся при использовании делящихся материалов или ионизирующих излучений, т.е. специфика ядерного права связана с ядерной и радиационной безопасностью.

Ядерное право отличается от других областей национального права необходимостью реализации следующих фундаментальных принципов, представленных в [3]:

- Безопасность людей и окружающей среды;
- Охрана ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- Ответственность эксплуатирующей организации;
- Необходимость разрешений для деятельности;
- Непрерывность контроля деятельности;
- Возмещение ущерба от деятельности;
- Долговременная устойчивость хранилищ радиоактивных отходов для защиты будущих поколений;
- Соответствие требованиям безопасности;
- Независимость регулирующего органа;
- Открытость деятельности;
- Международное сотрудничество.

В ФЗ [1] только несколько из этих принципов отражены в явном виде.

Регулирующий орган

Создание регулирующего органа, его функции и деятельность, такие как лицензирование, надзор и применение санкций составляют содержание половины первой, общей части книги

[3] и соответствующих глав книги [4]. Они дополняются и уточняются в предметных частях этих книг, в которых более детально рассмотрены такие области как радиационная защита, ядерная и радиационная безопасность радиационных источников, радиоактивных материалов⁵, ядерных установок, включая предприятия топливного цикла, радиоактивных отходов и отработанного ядерного топлива, транспортировка ядерных материалов и радиоактивных веществ, аварийная готовность и реагирование, ответственность и возмещение ущерба, проблемы нераспространения и физической защиты. Большая часть стандарта МАГАТЭ [5] также посвящена регулирующему органу и его функциям, так как нормальная структура и функционирование этого государственного органа являются залогом безопасного использования атомной энергии.

В ФЗ [1] государственному регулированию безопасности посвящена одна глава из шестнадцати, содержащая пять статей из семидесяти, содержащихся в ФЗ [1]. В этой главе определены органы государственного регулирования безопасности, их полномочия, виды выдаваемых разрешений (лицензий) на право ведения работ в области использования атомной энергии и разрешений на право ведения работ в этой области, выдаваемых определенным категориям работников объектов использования атомной энергии.

В статье 23 ФЗ [1] сказано, что государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии осуществляют соответствующие федеральные органы исполнительной власти и Государственная корпорация по атомной энергии "Росатом". В следующей статье 24 сказано, что к государственному регулированию безопасности при использовании атомной энергии относится регулирование ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасности.

⁵ В документах МАГАТЭ термин «радиоактивные материалы» используется для обозначения материалов, требующих регулирующего контроля в связи с их радиоактивностью. Согласно терминологии ФЗ [1] это ядерные материалы и радиоактивные вещества. В дальнейшем будут использоваться эти термины ФЗ [1].

Как следует из информации, представленной выше, в упоминавшихся основополагающих документах МАГАТЭ речь идет только о ядерной и радиационной безопасности и соответствующем единственном регулирующем органе или нескольких органах, если какие-либо аспекты ядерной или радиационной безопасности поручено регулировать разным государственным органам. Ни о каких других видах безопасности в рамках особого блока ядерного права речь не идет.

В Федеральном законе «О техническом регулировании» № 184-ФЗ кроме ядерной и радиационной безопасности перечислено еще десять видов безопасности, с которыми могут быть связаны различные виды хозяйственной деятельности. Среди них указаны механическая, пожарная и промышленная безопасность, а такого вида как техническая безопасность, фигурирующая в ФЗ [1], там нет. По-видимому, она соответствует механической или промышленной безопасности.

По всем этим видам безопасности кроме ядерной и радиационной предусмотрена разработка соответствующих технических регламентов, которые могут относиться и к объектам использования атомной энергии наряду с другими законами национальной правовой инфраструктуры, о чем говорилось выше.

По этой причине в ядерном законодательстве нет никаких оснований включать в регулирование безопасности использования атомной энергии другие виды безопасности кроме ядерной и радиационной и назначать соответствующие государственные органы органами государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии. К таким органам должны относиться только органы, которым поручено регулировать ядерную и радиационную безопасность. Однако практическая деятельность этих органов должна интегрировать все виды безопасности, важные для тех или иных объектов использования атомной энергии, а не только ядерную и радиационную безопасность.

В статье 23 ФЗ [1] Государственная корпорация по атомной энергии "Росатом" назначена органом государственного регулирования безопасности. Это вообще представляет собой

нонсенс, поскольку противоречит основополагающим документам МАГАТЭ, таким, например, как [5], который в требовании 7 указывает на необходимость исключить дублирование функций в рамках регулирующей инфраструктуры обеспечения безопасности, не говоря уже о недопустимости совмещения регулирующих и управляющих функций в одном органе.

Государство несет конечную ответственность за безопасность и за нормальное функционирование в целом объектов использования атомной энергии. Поэтому оно возлагает на свои различные структуры различные функции: на орган государственного регулирования безопасности – регулирование безопасности, на органы управления – управление посредством разработки программ развития, участия в государственной системе стандартизации и разработки стандартов, создания условий для подготовки кадров, поддержки эксплуатирующих организаций в условиях чрезвычайных ситуаций и т.п. Бессмысленно и контрпродуктивно поручать различным структурам одинаковые функции.

Как заявлено в концепции административной реформы России [6], одной из её главных целей является исключение избыточных и дублирующих функций органов исполнительной власти. На Государственную корпорацию по атомной энергии "Росатом" возложены функции по государственному управлению использованием атомной энергии, поэтому возложение на неё функций по регулированию безопасности противоречит международному ядерному праву и концепции административной реформы России.

Лицензирование деятельности в области использования атомной энергии, проведение инспекций и применение санкций

В федеральном законе [1] установлено, что разрешения (лицензии) на право ведения работ в области использования атомной энергии выдаются органами государственного регулирования безопасности эксплуатирующим организациям, а также организациям, выполняющим работы и предоставляющим услуги в этой области. Это противоречит основополагающим

документам МАГАТЭ, упоминавшимся ранее, а также Конвенции о ядерной безопасности [7] и основополагающим принципам безопасности [8]. Согласно этих документов разрешения (лицензии) выдаются только эксплуатирующим организациям, которые несут основную ответственность за приводящую к радиационному риску деятельность, а также за работу своих субподрядных организаций, которых они должны контролировать.

Принятое в ФЗ [1] лицензирование организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги, было оправдано тем, что в период разработки этого закона, более 15-ти лет тому назад, эксплуатирующие организации в России только начинали формироваться и еще не были способны взять на себя контрольные функции в отношении таких организаций, как этого требует принятое в международной практике ядерное право.

Виды деятельности, на которые необходимо получать разрешения (лицензии), а также другие требования к правовым отношениям в процессе лицензирования, в ФЗ [1] установлены не были. Они были отнесены к компетенции Правительства Российской Федерации.

Постановлением Правительства [9] были установлены следующие виды деятельности, на которые необходимо получать лицензии:

1. Размещение, сооружение, эксплуатация и вывод из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов.

2. Обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами, в том числе при разведке и добыче урановых руд, при производстве, использовании, переработке, транспортировании и хранении ядерных материалов и радиоактивных веществ.

3. Обращение с радиоактивными отходами при их хранении, переработке, транспортировании и захоронении.

4. Использование ядерных материалов и/или радиоактивных веществ при проведении научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ.

5. Проектирование и конструирование ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов.

6. Конструирование и изготовление оборудования для ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов.

7. Проведение экспертизы проектной, конструкторской, технологической документации и документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов, деятельности по обращению с ядерными материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами.

Как следует из этого перечня, его три последних пункта содержат виды деятельности, при которых отсутствует радиационный риск. Вместе с тем такие основополагающие документы МАГАТЭ как стандарты [5] и [8] устанавливают необходимость получения разрешений (лицензий) только на деятельность, которая сопровождается радиационным риском.

Такие важные функции регулирующего органа как проведение инспекций и применение санкций и связанные с этим правовые отношения в ФЗ [1] также установлены не были. Они лишь обозначены упоминанием их в статье 25, посвященной полномочиям регулирующего органа. Вместе с тем, согласно [3], [4] и [5] эти вопросы должны найти в законодательстве достаточно подробное отображение.

Эксплуатирующая организация

В ФЗ [1] наряду с общепринятыми в мировой практике и прописанными в основополагающих документах МАГАТЭ положениями о первоочередной или главной ответственности эксплуатирующей организации за безопасность использования атомной энергии содержится положение о необходимости при-

знания эксплуатирующей организации таковой соответствующим органом управления использованием атомной энергии. До приватизации это положение законодательно выражало и без того существовавшую с советских времен подчиненность эксплуатирующей организации вышестоящей государственной структуре.

Сейчас, в условиях приватизации большинства предприятий ядерно – энергетического комплекса, это положение только размывает принцип главной ответственности эксплуатирующей организации, формируя зависимость её от органа управления использованием атомной энергии.

Кроме этого, ФЗ [1] содержит и некоторые другие подобные положения. Это положение о том, что орган управления использованием атомной энергии рекомендует организацию, ответственную за разработку проекта ядерной установки или пункта хранения, а её руководитель назначается решением органа управления использованием атомной энергии. Все это ослабляет ответственность эксплуатирующей организации за безопасность и возлагает на государственные структуры избыточные функции, не соответствующие гражданскому законодательству России.

Вместе с тем важнейшая функция эксплуатирующей организации – функция контроля деятельности подрядных организаций, выполняющих для эксплуатирующей организации работы и предоставляющих услуги, в ФЗ [1] четко не прописана. Там содержится лишь положение об организации и координации разработки и выполнения программ обеспечения качества, в том числе подрядных организаций.

В этой связи нужно также отметить, что глава IV ФЗ [1] о государственном управлении использованием атомной энергии тоже содержит нечеткие положения. Так, в ней установлено, что в компетенцию органов управления использованием атомной энергии входит разработка мер по обеспечению безопасности при использовании атомной энергии. Что это означает в условиях, когда основную ответственность за безопасность несет эксплуатирующая организация, неясно. Сфера ответственности

государственных структур, в том числе назначенных управлять использованием атомной энергии, должна прописываться более конкретно в соответствии с основополагающими документами МАГАТЭ, такими как [5], [7] и [8].

Дифференцированный подход к регулированию безопасности

Стандартом МАГАТЭ [5] устанавливается отсутствующая в ФЗ [1] необходимость дифференцированного подхода к регулированию безопасности, т.е. подхода, при котором объем и глубина различных мероприятий регулирующего органа (объем экспертиз, частота инспекций и т.п.) должна увязываться с масштабом опасности регулируемого объекта. Для этого необходимо иметь категории опасности объектов использования атомной энергии. Такие категории уже существуют в Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99 и ими можно воспользоваться. В этих правилах по потенциальной радиационной опасности устанавливается четыре категории объектов.

К I категории относятся радиационные объекты, при нормальной эксплуатации которых возможно их радиационное воздействие на население, а при радиационной аварии могут потребоваться меры по защите населения.

К II категории радиационной опасности относятся радиационные объекты, радиационное воздействие которых при любых условиях их эксплуатации, а также при аварии, ограничивается территорией санитарно-защитной зоны.

К III категории относятся объекты, радиационное воздействие которых при любых условиях их эксплуатации, а также при аварии, ограничивается территорией радиационного объекта.

К IV категории относятся объекты, радиационное воздействие от которых при любых условиях их эксплуатации и при авариях ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

Категория объекта должна устанавливаться в проекте и учитываться регулирующим органом при планировании и осуществлении регулирующих мероприятий. Порядок учета категорий безопасности должен быть установлен регулирующим органом и отражен в административном регламенте.

Система государственного регулирования безопасности

Как отмечалось выше, государственное регулирование безопасности осуществляется не только на основании специальных федеральных законов, постановлений Президента, постановлений Правительства и федеральных норм и правил (ФНП), разработка которых предусмотрена ФЗ [1], но также на основе других законодательных актов, в том числе на основе технических регламентов и стандартов, разрабатываемых в соответствии с ФЗ «О техническом регулировании» № 184-ФЗ. Поскольку не исключены противоречия между требованиями технических регламентов и стандартов с требованиями ФНП, то необходимо законодательно оговорить приоритет в таких случаях ФНП.

ФНП должны действовать на все виды объектов как вновь сооружаемых, так и действующих, на которых не всегда можно реализовать то или иное новое требование. Поэтому в таких случаях должен быть законодательно оговорен механизм применения компенсирующих мер, обеспечивающих достижение целей безопасности иным образом.

Для нормативных документов, имеющих статус «руководств по безопасности» необходимо оговорить допустимость применения альтернативных решений, если показано, что их эффективность будет не хуже рекомендуемых регулирующим органом.

Компенсация затрат на проведение экспертиз и инспекций

Затраты органа государственного регулирования безопасности на проведение экспертиз документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность, и на проведение проверок (инспекций) деятельности регулируемых организаций, включая их субподрядчиков, должны полностью или частично

компенсироваться за счет средств регулируемых организаций, как это предусмотрено стандартами МАГАТЭ. Это должен быть один из принципов государственного регулирования безопасности использования атомной энергии, оговоренный в соответствующем законе.

Выводы

Как следует из изложенного выше, ФЗ [1] не в полной мере раскрывает положения о регулировании ядерной и радиационной безопасности, соответствующие международной практике и основополагающим документам МАГАТЭ, и содержит ряд устаревших положений, дублирующих и избыточных функций государственных органов.

Для приведения российского ядерного права в соответствие с международной практикой необходима разработка отдельного закона о регулировании ядерной и радиационной безопасности и внесение коррективов в ФЗ [1] на базе основополагающих документов МАГАТЭ с учетом изложенного выше.

Литература

1. Федеральный закон "Об использовании атомной энергии", № 170-ФЗ. М.: 1995.
2. Федеральный закон РФ «О радиационной безопасности населения», № 3-ФЗ. М.: 1996.
3. Handbook on nuclear law / C. Stoiber ... [et al.]. — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2003. Официальный перевод: Справочник по ядерному праву, МАГАТЭ, Вена, 2006.
4. Handbook on nuclear law: implementing legislation / Carlton Stoiber... [et al.]. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2010. Официальный перевод: Справочник по ядерному праву: имплементирующее законодательство. МАГАТЭ, Вена, 2010.
5. Governmental, legal and regulatory framework for safety. General Safety Requirements No. GSR Part 1— Vienna : International Atomic Energy Agency, 2010. Официальный перевод: Государственная, правовая и регулирующая основа обеспечения безопасности, МАГАТЭ, Общие требования безопасности часть 1 No. GSR Part 1-Вена, 2010.

6. Концепция административной реформы в российской федерации в 2006 - 2008 годах. Одобрена распоряжением Правительства Российской Федерации от 25 октября 2005 г. № 1789-р

7. Convention on Nuclear Safety. IAEA INFCIRC/449, Vienna, 1994. Официальный перевод: Конвенция о ядерной безопасности. МАГАТЭ, INFCIRC/449, Вена, 1994.

8. Fundamental safety principles, Safety fundamentals No SF-1. – Vienna : International Atomic Energy Agency, 2006. Официальный перевод: основополагающие принципы безопасности. Основы безопасности № SF-1. МАГАТЭ, Вена, 2007.

9. Положение о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии. Утверждено Постановлением Правительства Российской Федерации от 14 июля 1997 г. № 865

3.2. АПОСТЕРИОРНЫЙ РАЗБОР ПРИНЯТИЯ ФЕДЕРАЛЬНОГО ЗАКОНА О ГОСУДАРСТВЕННОЙ КОРПОРАЦИИ “РОСАТОМ”

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 1, 2008 г.)*

Вступил в силу федеральный закон о преобразовании Федерального агентства по атомной энергии в Государственную корпорацию “Росатом” [1]. Это значительный шаг в реформировании атомной отрасли, по всей вероятности, своевременный и правильный. Рассмотренная в законе структура позволит

обеспечить хозяйственное управление как акционированными предприятиями, так и не подлежащими акционированию предприятиями, относящимися к военно-промышленному комплексу. Тем самым органы государственного управления освобождаются от не свойственных им в условиях рыночной экономики функций непосредственного хозяйственного управления, сохранившихся еще с советских времен.

На сайте nuclear.ru было высказано мнение, что создание Государственной корпорации “Росатом” – это возрождение Минсредмаша в усовершенствованном виде. Сравнение очень настораживающее, поскольку от плодов деятельности этого монстра, представлявшего собой государство в государстве, до сих пор страдает огромное количество людей. Я отреагировал на сравнение на том же сайте своим комментарием, а в дальнейшем – письмами в Совет Федерации и Президенту РФ, но, к сожалению, закон был принят Государственной Думой, Советом Федерации и подписан Президентом РФ без учета замечаний. В результате он содержит положения, противоречащие Конституции Российской Федерации. Из администрации Президента РФ я получил ответ, авторы которого сообщают, что не находят в законе противоречий с Конституцией. Не думаю, что принятие закона и ответ из администрации Президента отражают какую-то политику или чей-то злой умысел. Скорее всего, это результат неадекватного восприятия положений атомного права специалистами-правоведами на всех уровнях прохождения закона [1]. Тем не менее, факт нарушения Конституции остается фактом, и в этом необходимо детально разобраться.

Отступления от Конституции Российской Федерации

Статья 15 Конституции Российской Федерации предусматривает приоритет общепризнанных принципов и норм международного права над положениями российского законодательства. Такие принципы и нормы содержатся в подписанных Россией международных конвенциях, соответствующих нормам МАГАТЭ по безопасности. Согласно этим конвенциям, регулирование ядерной и радиационной безопасности должно быть от-

делено от функций любых органов или организаций, занимающихся содействием использованию или использованием атомной энергии таким образом, чтобы исключалась возможность заинтересованного давления на регулирующий орган. Поэтому недопустимо, чтобы орган управления использованием атомной энергии, каким объявляется в законе [1] Государственная корпорация "Росатом", был наделен функциями по регулированию ядерной и радиационной безопасности. Но именно это устанавливается частью 3 статьи 5 Закона "О внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации в связи с принятием Федерального закона "О Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом" [2]. В этой части вносится изменение в статью 23 Федерального закона "Об использовании атомной энергии" [3], определяющую функции федеральных органов исполнительной власти по регулированию безопасности при использовании атомной энергии. Наравне с федеральными органами исполнительной власти в указанную статью добавлена Государственная корпорация по атомной энергии "Росатом". Наряду с тем, что на Государственную корпорацию по атомной энергии "Росатом" возложены функции по управлению использованием атомной энергии, она также становится и органом государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии. Такое положение отбрасывает регулирование ядерной и радиационной безопасности на дочернобыльский уровень и чревато непредсказуемыми последствиями, которые Россия еще раз не выдержит.

Детально вопрос о недопустимости совмещения функций по управлению использованием атомной энергии и функций по регулированию безопасности освещен в статьях автора [4, 5].

В части 4 статьи 6 закона [1] сказано: "Корпорация является наделенным полномочиями от имени Российской Федерации в соответствии с Конвенцией о физической защите ядерного материала государственным компетентным органом по ядерной и радиационной безопасности при перевозках ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий из них, ..." Ни-

чего подобного в упомянутой конвенции нет. Тем самым международное право искажено и российские граждане вводятся в заблуждение, что недопустимо.

Термин “государственный компетентный орган” в связи физической защитой ядерного материала появился в документе МАГАТЭ “Поправки к конвенции о физической защите ядерного материала” [6]. Документ рассматривался и был принят конференцией МАГАТЭ в июле 2005 г. для представления странам-членам на ратификацию или иные формы одобрения. Согласно базовому принципу D документа [6], указанный компетентный орган должен нести ответственность за реализацию законодательной и регулирующей основы физической защиты, включая определение в соответствии с базовым принципом C требований, систему оценок и лицензирование, или другие разрешительные процедуры. Сюда же входят инспекции ядерных установок и перевозок для контроля соблюдения установленных требований и условий действия лицензий, а также система санкций. То есть это классический регулирующий орган. Однако в указанном принципе четко оговорено, что компетентный орган должен быть независимым от любых организаций, способствующих использованию атомной энергии или использующих атомную энергию. Ясно, что при совмещении управляющих и регулирующих функций в одном лице это требование не может быть выполнено, т.е. международное право здесь также нарушено.

Полномочия органа управления использованием атомной энергии по регулированию безопасности, предусмотренные федеральным законом [1]

В федеральном законе [1] полномочия Государственной корпорации по атомной энергии “Росатом” по регулированию безопасности непосредственно не прописаны. Тем не менее в ряде положений закона установлены именно такие полномочия.

Выше уже указывалось на положения, содержащиеся в части 4 статьи 6 закона [1], как на регулирующие положения, установленные в нарушение международного права. Об этих же

полномочиях говорится в части 8 статьи 7, хотя статья посвящена полномочиям и функциям корпорации в области государственного управления использованием атомной энергии.

В части 18 этой же статьи отмечено, что государственная корпорация осуществляет лицензирование деятельности организаций по использованию ядерных материалов и радиоактивных веществ при проведении работ по использованию атомной энергии в оборонных целях, включая разработку, изготовление, испытание, транспортирование (перевозку), эксплуатацию, хранение, ликвидацию и утилизацию ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения, за исключением деятельности организаций Министерства обороны Российской Федерации в данной области. Это тоже регулирующие полномочия. Только не понятно, зачем корпорации потребовалось лицензировать подчиненные ей организации. В Федеральном законе “О лицензировании отдельных видов деятельности” [7], хотя он формально не распространяется на атомную отрасль, справедливо указано на применение лицензирования только к таким видам деятельности, регулирование которых не может осуществляться иными методами, кроме как лицензированием. Очевидно, что в данном случае это не так и мы имеем дело с правовым нонсенсом.

В части 1 статьи 8 закона [1], посвященной полномочиям государственной корпорации по нормативно-правовому регулированию в установленной сфере деятельности, определены полномочия корпорации принимать нормативные правовые акты в установленной сфере деятельности, регламентирующие порядок:

а) государственного учета и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;

б) учета и контроля ядерных материалов, являющихся собственностью иностранных государств, иностранных юридических лиц и временно находящихся на территории Российской Федерации;

в) выдачи сертификатов-разрешений на транспортирование (перевозку) ядерных материалов, радиоактивных веществ и

изделий из них, на использование определенной конструкции транспортного упаковочного комплекта радиоактивного вещества особого вида, за исключением ядерных материалов, переданных в составе изделий Министерству обороны Российской Федерации, а также на ведение реестра указанных материалов.

Это, по существу, задачи государственного регулирующего органа, установленные в статьях 25 и 45 Федерального закона “Об использовании атомной энергии” [3].

В части 4 статьи 8 определено, что нормативные правовые акты государственной корпорации в установленной сфере деятельности издаются в форме приказов, положений и инструкций, обязательных для федеральных органов государственной власти, органов государственной власти субъектов Российской Федерации, органов местного самоуправления, муниципальных образований, юридических и физических лиц (Выделено автором.). Это возможно только в том случае, если на корпорацию возложены полномочия органа государственного регулирования.

Заключение

Из приведенного выше анализа со всей очевидностью следует, что федеральным законом [1] на Государственную корпорацию по атомной энергии “Росатом” в рамках полномочий и функций по государственному управлению использованием атомной энергии и полномочий по нормативно-правовому регулированию в установленной сфере деятельности возложены полномочия по государственному регулированию безопасности в этой области. В связи с этим и потребовалось внесение изменения в статью 23 Федерального закона “Об использовании атомной энергии” [3], посвященную государственному регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Регулирование – один из видов управления. Однако в международном атомном праве эта функция в части регулирования безопасности независима и должна быть эффективно отделена от всех других функций управления использованием атомной энергии. Принятый же закон [1] указанного не обеспечивает,

тем самым нарушая международное право и соответственно положения статьи 15 Конституции Российской Федерации.

Литература

1. Федеральный закон от 1 декабря 2007 г. № 317-ФЗ "О Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом". М.: 2007.

2. Федеральный закон от 1 декабря 2007 г. № 318-ФЗ "О внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации в связи с принятием Федерального закона "О Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом". М.: 2007.

3. Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии". М.: 1995.

4. Букринский А.М. МАГАТЭ о роли эксплуатирующей организации и государственного регулирующего органа в обеспечении безопасности использования атомной энергии//Ядерная и радиационная безопасность. 2007. № 2.

5. Букринский А.М. Ответственность и независимость главных субъектов обеспечения безопасности//Безопасность окружающей среды. 2007. № 3.

6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material. IAEA international law series. No. 2. Vienna. 2006.

7. Федеральный закон от 8 августа 2001 г. № 128-ФЗ "О лицензировании отдельных видов деятельности". М.: 2001.

3.3. ЛОГИКА РАЗВИТИЯ ТРЕБОВАНИЙ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В РОССИИ

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 2, 2010 г.)*

Большой интерес, возникший в последнее десятилетие в мировом сообществе к развитию атомной энергетики после длительного моратория, вызванного тяжелыми авариями на атомных электростанциях Три Майл Айленд в США и Чернобыльской АЭС в бывшем Советском Союзе, а также уже начавшееся строительство новых атомных электростанций в ряде стран, вызвали оживление деятельности по формированию требований по обеспечению безопасности к новому поколению АЭС.

После упомянутых тяжелых аварий и, особенно, после чернобыльской аварии, концепция безопасности АЭС в России, как и в других странах, была коренным образом пересмотрена. В рамках проекта стали рассматриваться аварии, которые раньше считались гипотетическими, т.е. практически невозможными на реальных АЭС. Однако жизнь опровергла это предположение, и такие аварии тоже стали учитываться в проекте независимо от малости их вероятности.

Правда, учет аварий в проекте был принят разным в зависимости от их вероятности. Более вероятные аварии, которые могли возникнуть в случае исходного события и независимого от него единичного отказа устройства, работа которого требуется для подавления такой аварии, были приняты в качестве

проектной основы и под них разрабатывались системы безопасности так, чтобы ограничить радиационные последствия установленными допустимыми пределами.

Другие, менее вероятные аварии, которые могли возникнуть вследствие исходных событий, не вошедших в проектную основу (не проектных) из-за их малой вероятности, или сопровождающиеся количеством независимых от исходного события отказов более одного (множественные отказы), должны были быть рассмотрены в проекте на предмет разработки организационных или дополнительных технических мер по ограничению их последствий. При этом в ОПБ-88/97[1] для выбора между организационными и техническими мерами был установлен так называемый целевой ориентир в виде вероятности большого выброса радиоактивных веществ в окружающую среду, при котором возникает необходимость эвакуации населения за пределами зоны планирования защитных мероприятий. Если для какого либо сценария таких аварий, в том числе для аварий с расплавлением ядерного топлива, указанный целевой ориентир не выполняется, то необходимо принять дополнительные технические меры, снижающие вероятность большого выброса. Указанные менее вероятные аварии были названы запроектными, т.е. выходящими за рамки проектной основы.

Для разработки систем безопасности в рамках проектной основы установлен ряд принципов, которые необходимо соблюдать для повышения надежности таких систем и выполнения второго целевого ориентира, а именно, чтобы вероятность повреждения активной зоны выше пределов, установленных для проектных аварий, была ниже указанного целевого ориентира.

Описанная концепция безопасности распространяется как на новые энергоблоки, так и на действующие. Естественно, что возможностей для её адекватной реализации на новых энергоблоках значительно больше, чем на действующих. Так, для новых энергоблоков оказалось возможным реализовывать ловушки для расплавленного ядерного топлива с тем, чтобы в случае такой аварии предотвратить проплавление фундамента и

выход таким путем радиоактивных веществ в окружающую среду.

Широкие возможности повышения безопасности при новом проектировании энергоблоков породили желание внести изменения в описанную выше, сложившуюся концепцию безопасности атомных станций. На это направлены некоторые работы таких международных организаций как европейская организация операторов (The organization EUR) и западноевропейская ассоциация регуляторов (WENRA). Поскольку эта проблема также затрагивает интересы регулирования ядерной и радиационной безопасности АЭС в России, то в ней следует разобраться более подробно.

Формирование требований по обеспечению безопасности АЭС европейской организацией операторов

В конце 1991 г. пять европейских энергогенерирующих компаний объединилась в организацию для разработки требований к новым атомным электростанциям на основе общего опыта и сотрудничества (The organization EUR, European Utility Requirements). Первая версия документа EUR, содержащего указанные требования, который можно рассматривать как подробное техническое задание разработчикам и поставщикам станции, версия А, была завершена в марте 1994 г. Документ EUR состоит из 4-х томов, три из которых - 1-й, 2-й и 4-й, содержат типовые требования и являются доступными, а один том – 3-й, содержит требования для конкретной АЭС и его распространение ограничено только причастными к разработке, строительству и эксплуатации этой АЭС организациями. В настоящее время действует третья версия документа EUR, версия С [2], а состав организации EUR сейчас насчитывает 6 западноевропейских инвесторов и 16 операторов.

Концепция безопасности АЭС, отраженная в требованиях документа EUR, очень похожа на изложенную выше, содержащуюся в ОПБ-88/97, что объясняется их общим источником, а именно – документом МАГАТЭ INSAG-3 [3]. Тем не менее, есть и различия, некоторые из которых носят технический характер,

а другие – принципиальный. К различиям, носящим технический характер, можно, например, отнести разное определение предельно допустимого большого выброса, различия в значениях некоторых целевых ориентиров и т.п.

К принципиальным различиям относится то, что в документе EUR наряду с общими требованиями, относящимися к за-проектным авариям, которые в документе EUR именуется как «расширенные состояния проекта» (Design Extension Conditions), установлены индивидуальные требования для некоторых конкретных типов за-проектных аварий с множественными отказами, исходя из текущей лицензионной практики или неопределенностей оценок вероятностей их возникновения. Это следующие аварии:

- аварии без срабатывания аварийной защиты (ATWS);
- полная потеря источников энергоснабжения (Station Black Out);
- разрыв паропровода, сопровождающийся разрывом трубок парогенератора (Main Steam-Line Break plus consequential Steam-Generator Tube Ruptures, SGTRs);
- байпас защитной оболочки, включая множественный разрыв трубок парогенератора (Containment System Bypass Accidents, including multiple SGTRs).

В ОПБ-88/97 таких требований нет, так как в этом случае нарушается общая логика построения концепции. Однако в конкретных проектах АЭС они могут учитываться по требованию эксплуатирующей организации, которая в отличие от регулятора должна заботиться не только о безопасности АЭС, построенной по своему проекту, но и о его конкурентоспособности, в том числе на международном рынке. Немаловажную роль при этом играет также вопрос восприятия новых АЭС широкой общественностью.

Представляется, что такие соображения оправдывают наличие указанных требований в документе эксплуатирующих компаний. Что же касается документа, формулирующего требования регулирующего органа, то целесообразность отражения в

нем такого же подхода представляется сомнительной. Тем не менее, в недавно вышедшем отчете рабочей группы по гармонизации регулирующих требований западноевропейской ассоциации регуляторов (Western European Nuclear Regulator Association, WENRA), посвященном формулированию целей безопасности для новых реакторов, содержатся еще более радикальные предложения. И хотя этот отчет является пока лишь начальным предложением этой группы и не по всем вопросам достигнуто согласие в самой рабочей группой, целесообразно его рассмотреть более подробно, тем более, что некоторые отголоски подобных предложений начали проникать в проекты новых стандартов МАГАТЭ.

Отчет рабочей группы по гармонизации регулирующих требований западноевропейской ассоциации регуляторов

Рабочая группа по гармонизации регулирующих требований западноевропейской ассоциации регуляторов закончила свою основную работу в 2008 г. выпуском отчета [4], содержащего окончательную редакцию так называемого референтного уровня безопасности ядерных реакторов. По отношению к этому уровню страны – члены ассоциации WENRA должны выверять свои национальные требования и вносить изменения для исключения существенных различий там, где таковые будут выявлены.

Этой рабочей группе было поручено рассмотреть приложение сформулированного референтного уровня безопасности к проектам новых реакторов и дать свои предложения. В декабре прошлого года эта группа выпустила отчет [5], в котором сформулировала свои предложения.

Во введении к этому отчету указывается, что разработанный рабочей группой референтный уровень безопасности относится к действующим атомным станциям и что для новых энергоблоков он может оказаться недостаточным в некоторых областях и для новых реакторов необходимо разработать дополнительные требования.

В этой связи возникает вопрос, на какие поколения ядерных реакторов должны распространяться новые требования по безопасности, разрабатываемые регулятором, – на все поколения, или только на новые. Из сказанного во введении к рассматриваемому отчету складывается впечатление, что, по мнению рабочей группы, – только на новые. Вряд ли можно с этим согласиться, т.к. это привело бы к полному хаосу в регулирующих требованиях.

Требования по безопасности должны периодически пересматриваться и повышаться по мере накопления опыта и знаний. Но они должны распространяться на все поколения атомных станций. Совершенно ясно, что не все поколения будут иметь равные условия для реализации новых требований. Легче всего это можно будет выполнить на станциях, сооружаемых по новым проектам. Что же касается более ранних поколений, то для них должен существовать разумный механизм альтернативной реализации новых требований.

По сложившейся практике таким механизмом является анализ соответствия энергоблока новым требованиям и в случае невозможности их реализации в полном объеме оператор должен предложить определенный набор альтернативных компенсирующих мер, позволяющих другим приемлемым способом достичь соответствующего повышения уровня безопасности. Приемлемость и достаточность таких мер в этом случае будет предметом переговоров и согласования между оператором и регулятором.

В предложениях рабочей группы содержится много вполне актуальных и обоснованных предложений, но два из них вызывают особые возражения. Это трактовка введенного еще в документе INSAG-12 [6] понятия «практическое исключение аварий» и предложение по изменению действующей концепции глубоко эшелонированной защиты. Рассмотрим их последовательно.

а) Трактовка понятия «практическое исключение аварий»

В ОПБ-88/97 предусмотрено два принципа исключения – один детерминистический, представленный в пункте 1.2.14, а другой вероятностный, представленный в пункте 1.2.17. Первый из них устанавливает условие, при котором вообще никакие меры по управлению запроектной аварией (технические или организационные) могут не предусматриваться. Таким условием является исключение запроектной аварии на основе внутренних свойств самозащищенности реактора и принципов его устройства. Этим принципом авария полностью исключается из рассмотрения в проекте. Второй принцип устанавливает, что вероятность предельного аварийного выброса должна быть ниже 10^{-7} на реактор в год. Это необходимо для того, чтобы избежать эвакуации и других мер по защите населения за пределами зоны планирования противоаварийных мероприятий. Если данное требование не выполняется, то должны быть приняты дополнительные технические меры по управлению запроектной аварией с целью ослабления ее последствий. Таким образом, этим принципом исключается необходимость разработки дополнительных технических мер. Организационные же меры, такие, например, как управление аварией с целью ограничения её радиационных последствий, или меры по защите населения (5-й уровень глубоко эшелонированной защиты) должны применяться.

В отчете рабочей группы сказано, что для того чтобы событие считалось практически исключенным, если оно не исключено физически, недостаточно удовлетворения некоторому пороговому критерию с малой вероятностью. Даже если такой критерий выполняется нужно предусмотреть дополнительные меры, чтобы сделать вероятность еще меньшей.

При такой постановке вопроса неясно, где же граница принимаемых дополнительных мер. Никогда нельзя будет доказать, что принятых дополнительных мер достаточно, так как отсутствует соответствующий критерий.

По этой причине подход, принятый в ОПБ-88/97, следует признать более обоснованным.

б) Предложение по изменению действующей концепции глубоко эшелонированной защиты

Современная концепция глубокоэшелонированной защиты содержится в документе МАГАТЭ INSAG-10 [7], на который в отчете сделана ссылка. Однако в отчете рабочей группы почему-то изменена формулировка цели 4-го уровня глубоко эшелонированной защиты по сравнению с INSAG-10 в исторической справке об её развитии. Вместо текста, приведенного в таблице 1.

Таблица 1

**Уровни глубокоэшелонированной защиты
(INSAG-10 [7])**

Уровни глубокоэшелонированной защиты	Цель	Необходимые средства
Уровень 1	Предотвращение нарушений нормальной эксплуатации и отказов	Консервативный проект и высокое качество строительства и эксплуатации
Уровень 2	Контроль нарушений нормальной эксплуатации и обнаружение отказов	Системы контроля и управления, технологические защиты и блокировки, защитные системы безопасности и другие средства контроля
Уровень 3	Удержание аварий в рамках проектной основы	Инженерно-технические средства безопасности и аварийные процедуры
Уровень 4	Контроль тяжелых состояний станции, включая предотвращение развития аварии и ослабление последствий тяжелых аварий	Дополнительные меры и управление аварией
Уровень 5	Ослабление радиологических последствий	

	значительных выбросов радиоактивных материалов	Аварийное реагирование за пределами площадки
--	--	--

В **INSAG-10** записано:

«Контроль тяжелых состояний станции, которые явно не рассмотрены в исходном проекте станции, действующей в настоящее время, в связи с их очень низкой вероятностью»

Если формулировка INSAG-10, как это видно из Таблицы 1, носит общий характер, то приведенная в отчете формулировка привязана к действующим станциям.

Кроме того, в представленной в отчете таблице, раскрывающей уровни глубокоэшелонированной защиты, в отличие от Таблицы 1 INSAG-10, добавлены еще две колонки, которых нет в первоисточнике. При этом, первая колонка относит первые три уровня глубоко эшелонированной защиты к первоначальному проекту, а в пятой колонке описываются состояния станции, хотя они и так ясны из содержания второй колонки Таблицы 1 INSAG-10.

Далее предлагаются еще следующие изменения концепции глубоко эшелонированной защиты:

- третий уровень расчленяется на два подуровня. Первый подуровень соответствует прежнему третьему уровню и предусматривает удержание под контролем проектных аварий в рамках проектной основы. Вторым подуровнем предусматривается включение в рамки проектной основы некоторых сценариев с множественными отказами, которые в действующей концепции глубоко эшелонированной защиты относятся к запроектным авариям, т.е. не входят в рамки проектной основы;
- четвертый уровень также частично включается в проектную основу. Это относится к постулированной аварии с расплавлением топлива;
- добавленная первая колонка таблицы, раскрывающей концепцию глубоко эшелонированной защиты, теперь от-

носит к первоначальному проекту (т.е. к тому, что меры реализуются в проекте, а не путем реконструкции действующих станций) четыре уровня глубоко эшелонированной защиты.

Все эти предложения представляются неприемлемыми в качестве регулирующих требований, ибо они лишают их системности, имеющейся сейчас в действующих нормативных документах и исходят из допустимости разных требований для разных поколений реакторов. Подобные предложения, но в форме принятой в документе EUR, как указывалось выше, могут быть приемлемыми для операторов. Для регуляторов же концепцию глубоко эшелонированной защиты следует сохранить в прежнем, классическом виде.

Перспективы совершенствования регулирующих требований, представленных в ОПБ-88/97

ОПБ-88/97 действуют в России более десяти лет, начиная с июля 1998 г. Опыт лицензирования за это время действующих энергоблоков после их модернизации и новых АЭС показал эффективность ОПБ-88/97 как важного фактора, стимулирующего разработчиков и эксплуатирующие организации к повышению безопасности АЭС.

Анализ ОПБ-88/97 и сравнение содержащихся в них требований с соответствующими действующими стандартами МАГАТЭ, а также с референтным уровнем безопасности, разработанным ассоциацией WENRA, выполненное в работе [8], показал, что российские требования к безопасности АЭС в основном соответствуют требованиям стандартов МАГАТЭ. Вместе с тем выявлены области, в которых в дальнейшем российские нормативные документы можно было бы откорректировать для повышения гармонизации со стандартами МАГАТЭ.

Опыт применения ОПБ-88/97 показал важную роль, которую играет для повышения безопасности АЭС вероятностный анализ безопасности (ВАБ), применение которого регламентировано ОПБ-88/97. Введенные в ОПБ-88/97 целевые ориентиры в виде вероятности тяжелых запроектных аварий 10^{-5} и вероятности предельного аварийного выброса, требующего эвакуации

населения за пределами зоны планирования защитных мероприятий, 10^{-7} , которые были приняты более жесткими, чем рекомендовалось в INSAG-3, полностью себя оправдали.

Учитывая этот положительный опыт можно заключить, что дальнейшее совершенствование регулирующих требований, представленных в ОПБ-88/97, должно вестись в направлении перевода указанных выше целевых ориентиров в критерии. Однако для того, чтобы можно было обосновано судить о выполнении этих критериев, необходимо нормировать инструменты их определения, т.е. ВАБ. Это непростая задача, но на современном уровне развития ВАБ вполне разрешимая. Именно на это следует направить усилия регуляторов и операторов с целью дальнейшего совершенствования ОПБ-88/97. До решения этой задачи пересмотр ОПБ-88/97 был бы преждевременным.

Есть еще одна причина, по которой ОПБ-88/97 пока не следует пересматривать - это отсутствие федерального закона о регулировании ядерной и радиационной безопасности. Атомный надзор оказался единственной областью надзора за опасными видами деятельности, которая не регламентирована законодательно, хотя этого требуют принятые Россией международные конвенции - Конвенция о ядерной безопасности и Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами.

По пожарной безопасности есть соответствующий федеральный закон, по промышленной безопасности тоже есть, а по атомному надзору такой закон отсутствует. Причина этого неоднократно называлась в печати – это отрицательная позиция Росатома, которую почему-то руководство страны не может преодолеть. При нынешнем положении атомного надзора, когда в результате административной реформы он лишен полномочий разрабатывать обязательные для исполнения требования, лучше не пересматривать действующие нормы и правила, памятуя о печальном опыте отмены обязательности ГОСТов с целью замены их техническими регламентами.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», ОПБ-88/97. М.: Госатомнадзор России, 1997
2. European Utilities Requirements for LWR nuclear power plants, Rev C, 2001 (www.europeanutilityrequirements.org)
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. IAEA, Vienna, 1988.
4. RHWG, Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries. Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group – 2008
5. RHWG, Safety Objectives for New Power Reactors. Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group, December 2009
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, INSAG-12, Rev. 1 of 75-INSAG-3. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. IAEA, Vienna, 1999.
7. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Defense in depth in nuclear safety, INSAG-10, 1996
8. Букринский А.М. Безопасность атомных станций по федеральным нормам и правилам России и стандартам МАГАТЭ (Сравнение основных принципов и требований по обеспечению безопасности) - М.: НТЦ ЯРБ, 2007

3.4. УРОКИ НОРМИРОВАНИЯ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

*(Ядерная и радиационная безопасность»,
№ 4, 2007 г.)*

Система нормативных документов Госатомнадзора России, а сейчас Ростехнадзора представлена в РД-03-42-97 [1]. Она включает федеральные нормы и правила (ФНП), которые устанавливают обязательные для исполнения требования, регламентирующие технические и организационные аспекты ядерной и радиационной безопасности, отнесенные к компетенции Ростехнадзора; руководства по безопасности (РБ), содержащие рекомендации по приемлемым для Ростехнадзора методам выполнения требований ФНП, и руководящие документы (РД), регламентирующие процедуры лицензирования, надзора и другие организационно-распорядительные положения, устанавливаемые Ростехнадзором.

К настоящему времени разработка ФНП практически завершена и ставится задача их совершенствования на основе достигнутого уровня разработок и накопленного опыта применения, как собственного, так и международного.

В этой связи целесообразно рассмотреть вопросы упорядочения терминологии, подходы к установлению требований или

рекомендаций, оптимизацию соотношения между количеством ФНП и РБ и вопросы совершенствования структуры ФНП.

Упорядочение терминологии в области использования атомной энергии и другие вопросы оформления нормативных документов

Как справедливо отмечено в [2], термины и определения являются важной составной частью нормативных документов. От их адекватности содержанию нормативного документа зависит успех его применения. Существует даже мнение, что 50% этого успеха обеспечивают хорошие термины и определения.

Нельзя устанавливать термины и определения в отрыве от нормативных документов. Это можно делать лишь в процессе их разработки.

Однако, когда разработка системы нормативных документов завершена, целесообразно упорядочить используемые в ней термины и определения. С этой целью в 2004 году НТЦ ЯРБ был издан глоссарий терминов и определений по ядерной и радиационной безопасности [3]. Хотя после издания глоссария разработка ФНП и РБ еще продолжалась, основное их количество нашло отражение в глоссарии.

Даже беглое рассмотрение глоссария терминов и определений по ядерной и радиационной безопасности показывает, что задача их упорядочения вполне актуальна. Например, для термина «авария» в глоссарии приведено семь определений, большинство которых отличается друг от друга лишь названием объекта, к которому они относятся. Безусловно, здесь возможна и целесообразна унификация с заменой конкретных наименований объектов их обобщенным наименованием, взятым, хотя бы, из Федерального закона «Об использовании атомной энергии» [4]. Аналогичная картина наблюдается и по другим терминам.

Следующий вопрос, который возникает в этой связи, - в какой форме осуществить требуемую унификацию. Существуют примеры стандартизации терминов и определений. Например, в системе национальной и межгосударственной стандартизации [5] и [6]. Однако здесь стандартизованы только общие термины

в области стандартизации, а при использовании стандартизованных терминов оговорена возможность, при необходимости, изменять приведенные в упомянутых стандартах определения терминов, вводя в них произвольные признаки, раскрывая значения используемых терминов и/или указывая объекты, относящиеся к определенному понятию. Однако эти изменения не должны нарушать объем и содержание понятий, определенных в стандарте.

Приведенный пример стандартизации терминов и определений показывает, что она является достаточно ограниченной и гибкой.

В нашем случае решению поставленной задачи могла бы послужить разработка руководства по безопасности «Термины и определения по ядерной и радиационной безопасности, рекомендуемые к применению при разработке новых и пересмотре действующих нормативных документов».

Такое руководство можно было бы разработать на основе анализа имеющегося глоссария терминов и определений по ядерной и радиационной безопасности, который бы для этой цели следовало дополнить не учтенными в нем нормативными документами.

В системе национальной стандартизации Российской Федерации существуют правила построения, изложения и оформления стандартов. Они представлены в ГОСТе [7].

В системе нормативных документов Ростехнадзора таких правил не установлено, что безусловно приводит к определенному разнообразию в оформлении нормативных документов, разрабатываемых разными авторами.

Для решения этого вопроса представляется достаточным воспользоваться основными положениями упомянутого национального стандарта. Однако это следовало бы регламентировать в соответствующем РД.

Требования или рекомендации?

Может показаться странным, но эффективность регулирования безопасности тем выше, чем оно является менее предпри-

сывающим. Это обусловлено той важной ролью, которую играет один из основополагающих принципов безопасности – принцип независимости и ответственности эксплуатирующей организации за безопасность объекта использования атомной энергии. Более детально этот вопрос рассмотрен в [8].

Требования, обязательные для исполнения ограничивают независимость и ответственность эксплуатирующей организации. Тем не менее, определенный набор таких требований должен включаться в нормативные документы. Но он должен быть минимально необходимым.

Для того, чтобы ослабить отрицательное влияние таких ограничений в стандарте МАГАТЭ [9] предусмотрено специальное положение, согласно которому эксплуатирующая организация ввиду ответственности, которую она несет за безопасность, должна доводить до сведения регулирующего органа свое мнение в качестве основы для дальнейшего обсуждения в случаях, когда она считает, что какое-либо действие, выполнения которого требует регулирующий орган, может оказать отрицательное влияние на безопасность.

Каким же образом устанавливать необходимый минимум обязательных для исполнения требований? Конечно, здесь определяющую роль играет накопленный опыт. Тем не менее, можно предложить подход, который может облегчить решение этой задачи: минимально необходимыми являются требования, без исполнения которых невозможно достичь выполнения целей безопасности. Цели безопасности наиболее полно сформулированы в стандарте МАГАТЭ высшего уровня [10] и детально рассмотрены в [2] в сравнении с российскими нормами и правилами.

Там где имеются альтернативные решения, то это, скорее всего, предмет для рекомендаций, на основе которых эксплуатирующая организация может принять самостоятельное решение. Если это решение будет отличаться от рекомендованного регулирующим органом, то эксплуатирующая организация

должна представить соответствующие обоснования. Альтернативные решения могут быть предметом обязательных для исполнения требований в обобщенном виде.

Следует отметить, что понятие «требование» само по себе не включает идею обязательности его исполнения. Это должно быть установлено имеющим соответствующие полномочия органом, либо принято заинтересованным исполнителем. Требования, входящие в ФНП, – обязательны для исполнения, так как это установлено федеральным законом [4]. Требования, которые могут входить в РБ, становятся обязательными после принятия РБ к исполнению эксплуатирующей организацией. В стандартах МАГАТЭ для различения таких случаев используются разные глаголы: «должен, должно» - в стандартах на уровне требований, «следует» - в руководствах по безопасности.

Оптимизация соотношения между количеством ФНП и РБ

В системе нормативных документов по атомному надзору 85 ФНП и 59 РБ. Много это или мало? В системе стандартов МАГАТЭ из 128 разработанных и разрабатываемых стандартов по состоянию на август 2007 года предусмотрено всего 16 стандартов на уровне требований, обязательных для исполнения. Как можно видеть, соотношение между ФНП и РБ далеко от принятого для стандартов МАГАТЭ.

Разработка нормативных документов, вошедших сейчас в систему НД Ростехнадзора, была начата еще в советское время. Тогда система регулирования безопасности была в основном предписывающей с ограниченной ответственностью эксплуатирующей организации. Ситуация изменилась только после образования Госатомнадзора России и особенно после принятия в 1995 году Федерального закона «Об использовании атомной энергии», где на законодательном уровне был установлен принцип независимости и полной ответственности эксплуатирующей организации за безопасность. Однако советский менталитет продолжал господствовать среди разработчиков НД, что и привело к указанному выше соотношению. Теперь это должно

стать одним из основных вопросов совершенствования системы НД.

При пересмотре уровня НД можно воспользоваться предложенным выше подходом, а также опытом разработки стандартов МАГАТЭ. Приведем несколько примеров.

В состав ФНП, перечень которых приведен в [11], входит восемь нормативных документов, определяющих требования к содержанию отчетов по обоснованию безопасности различных объектов использования атомной энергии. Эти требования устанавливают объем и форму информации по безопасности объектов использования атомной энергии, представляемой регулирующему органу. Они практически не влияют на достижение целей безопасности. Адекватная для регулирующего органа информация может представляться и в иной форме, чем та, что предусмотрена указанными НД. Совершенно очевидно, что эти НД не соответствуют уровню ФНП и должны быть переведены в категорию РБ.

В состав ФНП входят пять нормативных документов по выводу разных объектов использования атомной энергии из эксплуатации. Существенные для достижения целей безопасности требования по выводу из эксплуатации содержатся в общих положениях по безопасности соответствующих объектов. Указанные нормативные документы конкретизируют эти требования, формулируя приемлемые для регулирующего органа подходы к выводу рассматриваемых объектов из эксплуатации. Это типичный случай избыточности НД на уровне обязательных для исполнения требований. Все эти НД следует перевести в категорию руководств по безопасности.

В стандартах МАГАТЭ этому вопросу на уровне требований посвящен всего один общий документ, а для конкретных установок предусмотрена разработка четырех руководств по безопасности. Одно общее РБ разрабатывается по оценкам безопасности при выводе из эксплуатации.

При сравнении, представленном в [2], для некоторых положений, содержащихся в стандартах МАГАТЭ NS-R-1 и NS-R-2, приходилось обращаться к ФНП, развивающим положения

ОПБ-88/97, таким, например, как «Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных станций» или «Общие положения по устройству и эксплуатации систем аварийного электроснабжения атомных станций.». Это происходило потому, что аналогичные документы в системе стандартов МАГАТЭ представлены на уровне руководств по безопасности, а важные для достижения целей безопасности положения включены в упомянутые стандарты на уровне требований. Это означает, что если из упомянутых выше ФНП и им подобных перенести некоторые положения в другие ФНП, то их уровень также можно будет снизить до РБ. Это возможно и целесообразно потому, что большая часть этих документов посвящена описанию возможных технических решений, которые являются альтернативными.

Подобный анализ с таким же успехом можно продолжить и дальше, из чего следует, что количество необходимых ФНП можно существенно сократить.

Следует отметить, что практика перевода НД, разработанных на уровне обязательных для исполнения требований, в категорию РБ уже имела место в прошлом. Так, в таблице руководств по безопасности перечня [11] приведено 20 НД с индексами ПНА Г. Все эти документы разрабатывались в свое время на уровне обязательных для исполнения требований.

Этим можно было бы и ограничить обсуждение вопроса о соотношении между количеством ФНП и РБ, однако следует затронуть еще один вопрос, выходящий за рамки рассмотренного выше.

В перечне [11] в числе ФНП имеется четыре документа, посвященных устройству и безопасной эксплуатации сосудов, работающих под давлением, трубопроводов пара и горячей воды, паровых и водогрейных котлов и грузоподъемных кранов для объектов использования атомной энергии. Эти документы практически дублируют соответствующие документы, разрабатывавшиеся Госгортехнадзором России, и кроме специальных кранов, предназначенных для транспортировки ядерных мате-

риалов и радиоактивных веществ, относятся к элементам вообще не влияющим на безопасность. Почему они попали в категорию ФНП совершенно неясно. Это просто ошибка, которую следует исправить.

Совершенствование структуры ФНП

Несовершенство структуры ФНП также влияет на их количество. Многие вопросы безопасности объектов использования атомной энергии, рассматриваемые в ФНП, являются практически общими для всех объектов использования атомной энергии. Это вопросы аварийной готовности, обеспечения качества, радиационной защиты, обращения с радиоактивными отходами и некоторые другие. В стандартах МАГАТЭ такие вопросы выделены в 10 тематических блоков, для каждого из которых предусмотрена разработка всего одного стандарта на уровне требований. Все остальные стандарты имеют уровень РБ.

В структуре нормативных документов атомного надзора выделено только два общих направления. Это «физическая защита» и «учет и контроль» ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов». Все остальные направления относятся к ядерным установкам или радиационным источникам и для них многие общие вопросы дублируются, как отмечалось выше. Эту ситуацию тоже нужно исправлять.

К совершенствованию структуры ФНП относится еще один вопрос, который периодически поднимается среди специалистов. Это вопрос о том, чтобы ориентировать ФНП на их пользователей: проектировщиков, эксплуатационников и т.п. Иногда в качестве аргумента в пользу такого подхода приводится разделение наиболее важных стандартов для атомных станций на «проектирование» и «эксплуатацию».

Представляется, что этого делать не следует. ФНП посвящены безопасности, а это проблема комплексная и подходить к ней необходимо комплексно. Что же касается пользователей, то одной из важнейших составляющих культуры безопасности является осознание каждым исполнителем конкретной работы, её влияния на безопасность объекта в целом.

Разделенная структура двух упомянутых стандартов МАГАТЭ сложилась исторически и демонстрирует недостатки такого подхода по сравнению с российскими ОПБ-88/97, что отчетливо проявилось при их сравнительном анализе в [2].

Заключение

Представленный анализ показал, что для совершенствования системы нормативных документов атомного надзора имеется широкое поле деятельности. Хочется выразить надежду, что эта задача будет решена успешно.

Литература

1. Система нормативных документов Госатомнадзора России. РД-03-42-97.
2. Букринский А.М. Безопасность атомных электростанций по федеральным нормам и правилам России и стандартам МАГАТЭ (Сравнение основных принципов и требований по обеспечению безопасности). М.: НТЦ ЯРБ, 2007.
3. Термины и определения по ядерной и радиационной безопасности. Глоссарий: 2-е изд., доп. и перераб./М: НТЦ ЯРБ, 2004.
4. Федеральный закон "Об использовании атомной энергии", № 170-ФЗ. М.: 1995.
5. Межгосударственная система стандартизации. Термины и определения. ГОСТ 1.1-2002.
6. Стандартизация в Российской Федерации. Термины и определения. ГОСТ Р 1.12-2004.
7. Стандартизация в Российской Федерации. Стандарты национальные Российской Федерации. Правила построения, изложения, оформления и обозначения. ГОСТ Р 1.5-2004.
8. Букринский А.М. МАГАТЭ о роли эксплуатирующей организации и государственного регулирования в обеспечении безопасности использования атомной энергии. Ядерная и радиационная безопасность. № 2, 2007.
9. МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ Безопасность атомных электростанций: эксплуатация. Серия изданий по безопасности, № NS-R-2, ВЕНА, 2003

10. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental safety principles. Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
11. Перечень нормативных правовых актов и нормативных документов, относящихся к сфере деятельности федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору. П-01-01-2007. Раздел II. Государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии. Ростехнадзор. 2007.

3.5. ДЕТЕРМИНИСТСКОЕ НОРМИРОВАНИЕ И ВЕРОЯТНОСТНОЕ ОРИЕНТИРОВАНИЕ

*(Ядерная и радиационная безопасность»,
№ 1 2013 г.)*

За последние несколько десятилетий произошло серьезное развитие вероятностных методов анализа безопасности атомных станций и других объектов использования атомной энергии. После чернобыльской аварии требование о необходимости выполнения таких анализов для обоснования безопасности АС вошло даже в основной нормативный документ регулирующего органа России для АС ОПБ-88/97 [1]. Многие страны по примеру регулирующего органа США NRC внедряют вероятностные подходы в свою регулируемую практику. В этих условиях возникает соблазн перехода от детерминистского нормирования безопасности, каким оно было всегда и остается в настоящее

время, к нормированию и регулированию безопасности на основе вероятностных подходов. Учитывая предстоящее обновление ОПБ-88/97 [1] самое время более детально разобраться в этом вопросе.

Достоинства и ограничения вероятностных методов

Новый подход к обоснованиям безопасности на основе вероятностного анализа начал развиваться после того, как в 1975 г. в США впервые была завершена разработка анализа риска для энергетического реактора, известная как отчет WASH-1400 [2]. С тех пор вероятностные подходы стали внедряться в регулируемую практику, особенно после тяжелых аварий на АЭС Три Майл Айленд в США в 1979 г. и на Чернобыльской АЭС в СССР в 1986 г. Так, в 1985 г. NRC издает заявление о политике в отношении тяжелых аварий на реакторах будущего и существующих станциях [3], в 1986 г. – заявление о политике в отношении целей безопасности для эксплуатируемых атомных электростанций [4], а в 1993 г. – заявление о политике по улучшению технологических регламентов АЭС [5]. Во всех этих заявлениях содержатся положения о необходимости применения вероятностных анализов безопасности (далее – ВАБ). Наиболее важное заявление о политике NRC по применению вероятностных методов анализа безопасности было издано в 1995 г. [6]. В этом заявлении четко выражено намерение NRC применять вероятностные методы во всех сферах регулирующей деятельности и расширять применение этих методов по мере совершенствования их технологии.

Достаточно подробно ход развития и применения вероятностных методов в регулирующей деятельности NRC после принятия упомянутого заявления о политике [6] был представлен в статье автора [7].

Вероятностный анализ безопасности позволил более детально рассматривать нарушения нормальной эксплуатации АС, включая аварии, и количественно определять вклад каждого элемента АС или действия персонала в риск тяжелой аварии. Анализ большого количества аварийных последовательно-

стей позволил выявить в них доминанты, т.е. аварийные последовательности, вносящие наибольший вклад в риск тяжелой аварии. В результате были определены необходимые технические меры для выравнивания этих вкладов, т.е. для обеспечения сбалансированности проекта станции. Этот подход соответствует известному в технике подходу к обеспечению равной надежности технических устройств.

Применение методов ВАБ при модернизации и разработке новых российских АС позволило более чем на два порядка снизить риск тяжелой аварии и почти добиться выполнения соответствующего целевого ориентира, установленного в ОПБ-88/97 [1].

Вместе с тем, ВАБ имеют серьезные ограничения. Они подробно рассмотрены в докладе Международной консультативной группы по ядерной безопасности INSAG-6 [8].

В этом докладе указаны следующие источники ограничений, приводящих к неточности или неопределенности конечного результата:

- зависимость от проекта;
- неопределенность данных и моделей;
- трудности в трактовке некоторых явлений.

Зависимость точности ВАБ от проекта обусловлена, по мнению группы INSAG, тем, как эшелоны защиты влияют на возможности получения данных по надежности входящих в неё компонентов. Там, где число независимых эшелонов большое, эти данные можно брать из прежнего опыта, поскольку они являются достаточно умеренными и наблюдаемыми на практике. Там же, где число эшелонов меньше или они не являются полностью независимыми, требования по надежности жестче и необходимые данные неоткуда взять. В этом случае использование данных из прежнего опыта вносит большую неопределенность.

Отказы по общей причине и взаимодействие систем также играют большую роль. Если системы и каналы в проекте хорошо разделены, то снижается возможность отказов по общей причине или их взаимодействие, что, в свою очередь, облегчает

моделирование. Однако если этого в проекте нет, то возникают большие трудности из-за отказов по общей причине и взаимодействия сложных систем.

Влияние проекта на точность ВАБ также проявляется через конкретные решения вопросов взаимодействия системы «человек-машина», так как моделирование работы оператора и определение количественных показателей его надежности является самым трудным делом в ВАБ.

Многие неопределенности данных, используемых в ВАБ, могут быть оценены. Однако, когда после возникновения отказа на станции предпринимаются меры, чтобы исключить его повторение, то это уже трудно учесть.

При моделировании аварийных последовательностей бывает трудно правильно учесть некоторые явления, такие как развитие аварии вплоть до плавления активной зоны, поведение человека, влияние низких уровней радиации на здоровье человека, что также вносит вклад в неопределенность.

В INSAG-6 [8] неопределенности по указанным причинам оценены для ВАБ уровня 1 в один порядок. Для ВАБ уровня 2 неопределенность возрастает еще на один или более порядков из-за трудностей описания многих явлений в защитной оболочке и механизмов её повреждения при тяжелых авариях. Для ВАБ уровня 3 неопределенность может возрасти еще больше из-за необходимости учета дисперсии в атмосфере и влияния низких уровней радиации на большие массы населения.

Трудность моделирования в ВАБ поведения человека уже отмечалась. В INSAG-6 обращается внимание на то, что если проект автоматизирован и в нем хорошо решен человеко-машинный интерфейс, то это снижает неопределенность, связанную с моделированием действий человека. Однако по мере совершенствования технологии станции и снижения «веса» человеческих ошибок в абсолютном выражении их вклад в риск остается значительным. При этом отмечается, что наиболее трудно оценить вероятность ошибки выполнения оператором предусмотренного действия. Здесь причиной могут быть нечеткость инструкции, дезориентирующее показание прибора или

просто ошибка оператора. Поскольку таких случаев может быть много, то учесть их правильно чрезвычайно трудно. Большую помощь в этом могут оказать исследования поведения человека на тренажерах. Однако и здесь имеется серьезный изъян, а именно - отсутствие стресса, который всегда присутствует при реальном протекании аварии.

Хотя после издания доклада INSAG-6 [8] прошло двадцать лет, указанные в нем ограничения применения вероятностных методов ВАБ АС сохраняют свою актуальность.

Детерминизм и вероятность

Как отмечено в одном из наиболее популярных учебников по теории вероятности [9], в природе нет ни одного явления, в котором бы не присутствовали в той или иной мере элементы случайности. Тем не менее, в большинстве практических задач этими случайными элементами можно пренебречь, рассматривая вместо реального явления его идеализированную модель, предполагая, что явление протекает вполне определенным образом. При этом, из бесчисленного множества факторов, влияющих на явление, выделяются самые главные, основные, решающие, а влиянием остальных, второстепенных факторов, просто пренебрегают. Такая схема изучения явлений называется «детерминистской» и используется в большинстве технических наук и их практических приложениях.

Именно этот подход сформировался с самого начала использования технических приложений атомной энергии, в том числе при проектировании и обосновании безопасности атомных станций.

Учитывая идеализированность рассматриваемых моделей, в расчеты закладывались консерватизм и так называемые «запасы безопасности». Учет консерватизма и запасов безопасности базировался на практическом опыте и результатах экспериментальных исследований. На этой основе разрабатывались соответствующие нормативные документы, регламентировавшие проектирование атомных станций и их расчетное обоснование. Именно таким является основной нормативный документ по безопасности АС России ОПБ-88/97 [1].

Классическим примером детерминистского подхода к нормированию безопасности АС является известная концепция глубокоэшелонированной защиты, являющаяся основой нормирования безопасности использования атомной энергии во всех странах мира. Она дополняется и реализуется с помощью таких детерминистских принципов, как принцип единичного отказа, защита от отказов по общим причинам, резервирование (избыточность), разнообразность, независимость, принцип безопасного отказа и т.п.

Как отмечалось выше, применение ВАБ позволило глубже разобраться в переходных и аварийных процессах при нарушениях нормальной эксплуатации АС. Введение в ОПБ-88/97 [1] вероятностных целевых ориентиров, а именно: 10^{-5} для вероятности тяжелой аварии и 10^{-7} для вероятности аварийного выброса радиоактивных веществ, требующего принятия защитных мер за пределами зоны планирования защитных мероприятий, для одного реактора за время один год стимулировало эксплуатирующие организации и разработчиков проектов к серьезной модернизации действующих станций и применению прогрессивных технических решений на новых.

Как показано в обзоре американской практики [7], вероятностные методы широко внедряются и в другие сферы регулирующей деятельности. Так может быть следует переходить к этим методам и в сфере нормативного регулирования, заменив детерминистское нормирование нормированием вероятностным?

Следует отметить, что даже в США вскоре после принятия заявления о политике по применению вероятностных методов анализа безопасности возникла дискуссия о том, какие подходы - детерминистские или вероятностные, должны быть основными. Об этом можно судить по документу NRC [10], в котором подводятся итоги данной дискуссии. Как подчеркнуто в заявлении о политике по применению вероятностных методов анализа безопасности, приоритет должен оставаться за детерминистскими методами.

Почему необходимо сохранять детерминистское нормирование, если природа всех явлений вероятностная? Чем отличается нормирование, когда основным является детерминизм, а вероятностные подходы его дополняют и усиливают, от того, если бы было наоборот?

В первом случае вероятностные подходы реализует специально подготовленная группа специалистов, хорошо владеющая такими методами, знающая их слабые места, умеющая оценивать и взвешивать неопределенности. Массовый пользователь ориентируется на простые детерминистские постулаты и использует поддержку указанной специальной группы. Сами же детерминистские постулаты, кроме опыта и экспериментальных исследований, теперь выводятся с учетом вероятностных анализов, выполняемых специализированными командами. Получается надежный и взвешенный подход.

Если же вероятностные подходы сделать основными, то это значит дать их в пользование массовому потребителю. Учитывая сложность технологии вероятностных анализов и многие подводные камни, которые упоминались выше, можно получить обратный эффект – как в известной поговорке: «Теоретически она лошадь, а практически падает». В результате вместо повышения безопасности можно получить её снижение.

Таким образом, основным должно оставаться детерминистское нормирование, а вероятностные подходы должны его подкреплять как на стадии разработки нормативов, так и на стадии их применения путем введения целевых ориентиров и других показателей во все сферы деятельности, начиная с проектирования и заканчивая инспекторскими проверками.

Заключение

Детерминистское нормирование, подкрепленное вероятностным ориентированием, основанное на опыте, экспериментальных исследованиях и вероятностных анализах, еще долго должно сохранять свою актуальность при регулировании безопасности использования атомной энергии, представляя собой оптимальную комбинацию детерминистских и вероятностных подходов.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», ОПБ- 88/97. М.: Госатомнадзор России, 1997.
2. US Nuclear Regulatory Commission, «Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants», WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975.
3. US Nuclear Regulatory Commission, «Policy Statement on Severe Reactor Accident Regarding Future Designs and Existing Plants», Federal Register, Vol.50, Number 32138, August 8, 1985.
4. US Nuclear Regulatory Commission, «Policy Statement on Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants», Federal Register, Vol. 51, Number 30028, August 21, 1986.
5. US Nuclear Regulatory Commission, «Final Policy Statement on Technical Specifications Improvement for Nuclear Power Reactors», Federal Register, Vol. 58, Number 39132, July 22, 1993.
6. US Nuclear Regulatory Commission, «Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement», Federal Register, Vol. 60, Number 42622, August 16, 1995.
7. Букринский А.М. Совершенствование регулирующей деятельности NRC на основе подходов, ориентированных на информацию о риске и конечный результат. Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» № 3, 2009.
8. International Atomic Energy Agency. Probabilistic Safety Assessment. Safety Series No 75-INSAG-6. Vienna, 1992.
9. Вентцель Е.С., Овчаров Л.А. Теория вероятностей и ее инженерные приложения. Учеб. пособие для вузов. – 2-е изд., М.: Высш. шк., 2000.
10. US Nuclear Regulatory Commission, Advisory Committee on Reactor Safeguards, The Role of Defense in depth in a Risk-informed Regulatory System, ML091280427, Washington, May 19, 1999.

3.6. К ВОПРОСУ О КЛАССИФИКАЦИИ СИСТЕМ И ЭЛЕМЕНТОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

*(Стандарты и качество,
№ 1, 2015 г)*

Проблема классификации систем и элементов технических устройств играет очень важную роль при их проектировании, изготовлении и эксплуатации. Она позволяет предъявлять к различным системам и элементам дифференцированные требования, обеспечивая их функционирование наилучшим образом и

достижение целей, для которых технические устройства были созданы.

Уже с самого начала формирования требований по безопасности атомных станций в Советском Союзе в конце далеких 60-тых и начале 70-тых годов возник вопрос о классификации систем и элементов АС, а также противоречия с существовавшей тогда и постоянно модернизированной классификацией МАГАТЭ.

Поскольку вопрос классификации каждый раз возникает при разработке новых нормативных документов и обновлении действующих, его следует рассмотреть более подробно.

С какими требованиями связана классификация? Это главный вопрос при построении любой классификации. Ответ на него может быть различным для различных технических устройств, вместе с тем здесь могут быть и общие подходы. Для технических устройств, используемых в общей промышленности, на первый план выступает экономика в различных её проявлениях. Это и капиталовложения в установки и стоимость их эксплуатации. Для атомных станций в отличие от общепромышленных установок на первый план выходит безопасность. Поэтому классификация систем и элементов атомных станций должна, прежде всего, строиться по влиянию их на безопасность. Однако и вопросы экономики здесь тоже играют роль. По этой причине нельзя предъявлять избыточно жесткие требования ко всем системам и элементам АС, удорожая их стоимость и эксплуатацию.

Всякий нормативный документ, имеющий целью дифференцированно сформулировать требования к техническим устройствам и их системам и элементам, неизбежно формирует внутри себя некую классификацию, разбивая системы и элементы по группам разного назначения, даже если это явно не именуется классификацией. Вместе с тем существуют и специальные нормативные документы, посвященные классификациям.

В ранних руководствах МАГАТЭ классификация конструкций, систем и компонентов по влиянию на безопасность

строилась исключительно на функциональной основе. В Советском Союзе этот подход с самого начала не был воспринят. Вместо триады «конструкции, системы и компоненты» была введена диада «системы и элементы» и классификация строилась по-разному для систем и элементов. Системы и элементы АС классифицировались по назначению и характеру выполняемых ими функций, а элементы, кроме того, по влиянию их отказов на безопасность, т.е. на радиационные последствия таких отказов.

С течением времени стандарты МАГАТЭ совершенствовались и в них появились более взвешенные требования в отношении классификации. Так, в действующем сейчас стандарте SSR-2/1 [1] в Требовании 22 установлено, что «Все устройства, важные для безопасности должны быть идентифицированы и классифицированы на основе их функции и значения для безопасности». При этом указано, что метод классификации по влиянию на безопасность устройств, важных для безопасности, должен базироваться, прежде всего, на детерминистских методах, дополненных там, где это уместно, вероятностными методами с должным учетом таких факторов, как:

- функция безопасности, которая будет выполнена устройством;
- последствия отказа выполнить функцию безопасности;
- частота, с которой устройство будет востребовано, чтобы выполнить функцию безопасности;
- время после постулируемого исходного события, или период, в течение которого устройство будет востребовано, чтобы выполнить функцию безопасности».

Отметим, что здесь уже речь идет не об упомянутой триаде, а об отдельных устройствах (items), к которым могут относиться как системы, так и отдельные элементы.

Уже этих характеристик слишком много для одной классификации. А еще нужно учесть такие условия эксплуатации как доступность для технического обслуживания, ремонтпригодность, сейсмостойкость, необходимость защиты охранными мерами и другие подобные характеристики. Поэтому в ОПБ-88/97

[2] предусмотрена многоступенчатая классификация систем и элементов.

Системы и элементы АС различаются по назначению, по влиянию на безопасность и по характеру выполняемых ими функций безопасности. По назначению системы и элементы АС разделяются на системы и элементы нормальной эксплуатации и системы и элементы безопасности. По влиянию на безопасность системы и элементы АС разделяются на важные для безопасности и не влияющие на безопасность. По характеру выполняемых функций безопасности системы и элементы разделяются на защитные, локализирующие, обеспечивающие и управляющие. Для всех этих категорий в ОПБ-88/97 кроме общих требований предусмотрены дифференцированные требования.

Интересно отметить, что в стандарте МАГАТЭ [3] категории важных для безопасности систем и не влияющих на безопасность названы классами, из которых первые разделяются еще на два подкласса – системы безопасности и другие системы, связанные с безопасностью, но не выполняющие функции безопасности. К сожалению, в стандарте SSR-2/1 [1] несмотря на то, что он построен примерно на такой же группировке конструкций, систем и компонентов, как и ОПБ-88/97 [2], ничего не сказано о том, что это и есть исходная классификация. Вместо этого требования, о которых говорилось выше, сформулированы к некоей самостоятельной классификации. К настоящему времени такая классификация уже разработана в Руководстве по безопасности SSG-30 [4]. Однако она практически непригодна для прямого применения ввиду недостатков, отмеченных выше.

Для элементов АС по влиянию на безопасность в ОПБ-88/97 [2] установлено четыре класса безопасности. К классу 1 отнесены твэлы и элементы АС, отказы которых являются исходными событиями запроектных аварий, приводящими даже при проектном функционировании систем безопасности к повреждению твэлов с превышением установленных для проектных аварий пределов.

К классу 2 отнесены элементы, отказы которых являются исходными событиями, приводящими к повреждению твэлов в

пределах, установленных для проектных аварий, при проектном функционировании систем безопасности с учетом нормируемого для проектных аварий количества отказов в них, а также элементы систем безопасности, единичные отказы которых приводят к невыполнению соответствующими системами своих функций.

К классу 3 отнесены элементы АС систем, важных для безопасности, не вошедшие в классы 1 и 2 и некоторые другие элементы АС, содержащие радиоактивные вещества или выполняющие контрольные функции радиационной защиты персонала и населения.

К классу 4 отнесены элементы нормальной эксплуатации АС, не влияющие на безопасность и не вошедшие в классы безопасности 1,2,3.

Кроме этого ОПБ-88/97 [2] предусматривает формирование других классификаций элементов АС, устанавливаемых в нормативных документах, регламентирующих их устройство и эксплуатацию. При этом класс безопасности элементов, установленный в ОПБ-88/97, является обязательным признаком этих классификаций, определяющим влияние элемента на безопасность, а другие признаки этих классификаций устанавливаются в соответствии с комплексом нормируемых нормативными документами характеристик этих элементов АС.

Другие классификации, учитывающие набор характеристик, о которых говорилось выше, могут также устанавливаться и для систем, важных для безопасности, если требований, установленных в ОПБ, оказывается недостаточно для их проектирования, изготовления и эксплуатации. Такие классификации устанавливаются, например, в нормативных документах, регламентирующих устройство и эксплуатацию систем контроля и управления. Однако они не должны дублировать и не должны противоречить классификации ОПБ. Они должны исходить из неё и развивать её там, где это необходимо.

Таким образом, классификация сложных технических систем, требования к которым регламентируются набором опре-

деленных нормативных документов, организованных по иерархической структуре, неизбежно должна быть многоступенчатой. При этом исходная классификация формируется в НД наиболее высокого уровня иерархии и развивается в документах следующего уровня. Неприемлемо, когда в документах следующего уровня иерархии начинает формироваться независимая классификация, как говорится «от печки», не учитывающая исходную классификацию НД более высокого уровня иерархии.

Примером именно такого, неприемлемого подхода к построению классификации систем и элементов является недавно принятый в России государственный стандарт ГОСТ Р МЭК 61226-2011 [5], посвященный классификации систем контроля и управления АС.

Хотя это перевод стандарта МЭК (Международной электрической комиссии), но он принят как стандарт России. Вместе с тем он не только не исходит из ОПБ-88/97, как нормативного документа высшего уровня иерархии НД в России по безопасности атомных станций, но во многом противоречит ему. Так, в России нет такого понятия как «ожидаемые при эксплуатации события», а понятие «элементы» имеет специальное значение, не соответствующее тому, как это понятие используется в рассматриваемом стандарте. Если в первом случае причина состоит в том, что при разработке стандарта МЭК за основу брались положения по безопасности стандартов МАГАТЭ, а эти положения не всегда совпадают с принятыми в России, то во втором случае имеет место просто неправильный перевод. Английский термин «item», используемый в стандартах МАГАТЭ, нельзя переводить как «элемент» в понимании российских НД по безопасности. Как упоминалось выше, это «техническое устройство», которое может быть как системой, так и элементом в российском понимании.

В ОПБ-88/97 в отношении систем контроля и управления предусмотрено 5 отдельных групп технических устройств. Это блочный пункт управления, резервный пункт управления, управляющие системы нормальной эксплуатации, управляющие системы безопасности и автономные средства регистрации

и хранения информации. К каждой из этих групп предъявлены определенные требования. Кроме того существуют общие требования в отношении систем важных для безопасности и систем безопасности. Наряду с этим все системы и элементы распределены по уровням глубокоэшелонированной защиты, в отношении которых также установлены определенные требования.

Все это должно быть исходным в формировании классификаций следующего уровня иерархии, в которых, прежде всего, необходимо определить характеристики элементов АС, требующие дополнительного нормирования по сравнению с требованиями нормативного документа более высокого уровня, и установить соответствующие им классификационные группы и признаки классификаций.

К сожалению, этого нет в стандарте ГОСТ Р МЭК 61226-2011 [4], несмотря на то, что он разрабатывался техническим комитетом ТК 322, работающим под эгидой Ростехнадзора и Росатома.

В этом стандарте установлены три категории функций по важности для безопасности – А, В и С. Вместо того, чтобы исходя из назначения каждой из упомянутых выше групп систем контроля и управления АС, роли их функций в обеспечении безопасности и предъявленных к ним в ОПБ-88/97 требований отнести их к той или иной категории, в стандарте в самом общем виде формулируется важность для безопасности каждой из категорий и назначаются соответствующие требования к функциям, системам и оборудованию, во многом дублирующие уже содержащиеся в ОПБ-88/97. Это неизбежно должно приводить к противоречиям, так как весьма общие определения формулировок важности для безопасности каждой из категорий можно с одинаковым успехом отнести и к управляющим системам нормальной эксплуатации, выполняющим функции защиты реактора, и к соответствующим управляющим системам безопасности.

Это подтверждается примерами, приведенными в приложении А. Согласно этому приложению российского стандарта к категории А отнесена система управления и защиты реактора,

которая включает как части, относящиеся к нормальной эксплуатации, так и части, относящиеся к системам безопасности. А так как системы, относящиеся к исполнению функций категории А, должны удовлетворять принципу единичного отказа, то тем самым этот принцип распространен и на системы нормальной эксплуатации, что неправильно и явно противоречит ОПБ-88/97. Кстати здесь также имеет место неправильный перевод английского оригинала, в котором речь идет не о системе управления и защиты реактора, а только об аварийной защите реактора.

В определении категории В говорится о дополнительной роли функций этой категории по отношению к функциям категории А. Что это означает непонятно. Как в этих условиях могут быть учтены конкретные требования, установленные в ОПБ-88/97 по отношению к упомянутым отдельным группам систем контроля и управления, тоже непонятно.

Таким образом, рассмотренный стандарт не может быть использован как стандарт, а тем более как стандарт, обязательный для исполнения.

Нужно сказать, что такими же недостатками страдают и другие стандарты, принятые в России в результате, как сказано в рассматриваемом стандарте, аутентичного перевода стандартов МЭК. Стандарты МЭК нужно просто переводить как стандарты МЭК, а не России. На их основе нужно разрабатывать национальные нормативные документы, являющиеся не копиями стандартов МЭК, а нормативными документами на уровне ФНП и стандартов, которые бы не противоречили друг другу и действующим ФНП.

Вообще проблема стандартизации в области использования атомной энергии, как и в целом по промышленности, осложнилась после принятия в 2002 году известного Федерального закона о техническом регулировании [6]. Обязательность применения требований государственных стандартов была этим законом отменена по аналогии с западными подходами. Это привело ко множеству осложнений. В частности, часто в стандартах воз-

никает необходимость конкретизировать обязательные для исполнения требования нормативно правовых актов более высокого уровня иерархии, таких как Федеральные законы, технические регламенты, федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Ясно, что такие требования стандартов не могут носить необязательного для исполнения характера.

В области использования атомной энергии этот вопрос был недавно урегулирован специальным Постановлением Правительства [7], которым было утверждено Положение, устанавливающее особенности стандартизации продукции (работ, услуг), для которой устанавливаются требования, связанные с обеспечением безопасности в области использования атомной энергии, а также процессов проектирования (включая изыскания), производства, строительства, монтажа, наладки, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации, утилизации и захоронения указанной продукции.

В этом Положении к особенностям стандартизации продукции (работ, услуг) и (или) процессов отнесены:

а) применение на обязательной основе документов (части документов) по стандартизации, включенных в сводный перечень документов по стандартизации;

б) требования к объектам стандартизации, а также механизм применения документов по стандартизации;

в) особый порядок планирования и разработки документов по стандартизации ограниченного распространения, их согласования, утверждения, издания, внедрения, распространения, а также внесения в них изменений;

г) недопустимость противоречий документов по стандартизации федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии.

Стандартизация продукции (работ, услуг) и (или) процессов по этому Положению кроме целей, аналогичных установленным Федеральным законом [6], направлена на обеспечение гармонизации документов по стандартизации с международ-

ными стандартами и рекомендациями международных организаций в области использования атомной энергии, а также со стандартами иностранных государств - основных торговых партнеров Российской Федерации. Это, однако, не означает, что российские государственные стандарты можно разрабатывать путем, так называемого аутентичного перевода соответствующих международных стандартов.

Стандартизация, её составляющие и результаты являются элементами организационной и производственной культуры каждого государства. Их формирование – это длительный исторический процесс и совершенно недопустимо механически переносить элементы культуры, сформировавшиеся в одних условиях, в другие.

Литература

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of nuclear power plants: design. No. SSR-2/1 [6], Vienna, 2012.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», ОПБ- 88/97. М.: Госатомнадзор России, 1997
3. МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. Системы контрольно-измерительных приборов и управления, важные для безопасности атомных электростанций. МАГАТЭ, ВЕНА, 2008
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety classification of structures, systems and components in nuclear power plants, No SSG-30, VIENNA, 2014
5. ГОСТ Р МЭК 61226-2011 Атомные станции. Системы контроля и управления, важные для безопасности. Классификация функций контроля и управления. Госстандарт Ростехрегулирования России, 2011.
6. Федеральный закон "О техническом регулировании" № 184-ФЗ от 27 декабря 2002 года.
7. Постановление Правительства Российской Федерации от 1 марта 2013 г. № 173 «Об утверждении положения об особенностях стандартизации продукции (работ, услуг), для которой устанавливаются требования, связанные с обеспечением безопасности в области использования атомной энергии, а

также процессов проектирования (включая изыскания), производства, строительства, монтажа, наладки, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации, утилизации и захоронения указанной продукции».

3.7. НЕСОВЕРШЕНСТВО ТЕРМИНОЛОГИИ – УГРОЗА БЕЗОПАСНОСТИ

*(Стандарты и качество,
№ 8, 2013 г)*

Безопасность установок и деятельности регламентируется законодательством и нормативными документами различного уровня и статуса. К ним относятся технические регламенты, федеральные нормы и правила, руководства по безопасности и другие документы. Терминологическая база этих документов

исключительно важна для их правильного восприятия и исполнения. Часто говорят, что от адекватности терминов и определений содержанию нормативного документа зависит успех его применения. Существует даже мнение, что термины и определения обеспечивают 50% этого успеха. Как же это происходит и от чего зависит?

Всякий термин представляет собой слово или словосочетание естественного языка, обозначающее предмет или явление. Так как язык многозначен и широк по охвату предметов и явлений, то в научной литературе или в конкретных документах даются определения терминов, ограничивающие их содержание рамками данного контекста. Иногда даже при разработке законодательных актов конкретные термины и определения вводятся в целях отдельных статей.

Авторы документов вправе использовать любые термины, давая им определения в интересах разрабатываемого документа. Однако восприятие этих терминов пользователями такого документа в значительной мере будет зависеть от того, как связаны они с общеязыковой основой. Может так случиться, что определение термина, данное ему в конкретном документе, не связано или даже противоречит общеязыковой основе, т.е. используемый в конкретном документе термин согласно данному ему определению не является частным случаем более общего значения этого термина, принятого в языке. В таком случае с восприятием такого термина и применением содержащего его документа могут возникнуть проблемы.

Чаще всего такое происходит, если для разработки документа используются иностранные аналоги и используемая там терминология прямо переносится в русский язык, поскольку это проще чем искать адекватные русскоязычные выражения. А иногда разработчики документа думают, что использование иноязычных выражений придает разрабатываемому документу большую научную значимость. Вместе с тем, если заимствованные термины еще не прижились в русском языке или получили пока лишь ограниченное значение, то с их восприятием неизбежно будут трудности. Этим трудностям можно избежать, если

переводить термины на русский язык в соответствии с их конкретным содержанием в конкретном документе, базируясь при этом на общеязыковой основе родного языка.

Именно такая история приключилась с терминами «верификация» и «валидация», заимствованными из англоязычных текстов. Эти термины были введены в русский язык ГОСТ'ом Р ИСО 9000-2008 [1], который является переводом международного стандарта ИСО 9000-2005 [2], посвященного основным положениям и словарю для систем менеджмента качества.

Для рассматриваемых терминов в этом ГОСТ'е [1] даются следующие определения, которые в точности соответствуют переводу с английского оригинала:

«верификация (verification) – подтверждение посредством представления объективных свидетельств (3.81)⁶ того, что установленные требования (3.12)¹ были выполнены»;

«валидация (validation) - подтверждение посредством представления объективных свидетельств (3.81)¹ того, что требования (3.12)¹, предназначенные для конкретного использования или применения, выполнены».

Чем отличаются эти два термина согласно приведенным определениям ГОСТ'а [1] понять трудно. Столь же трудно разобраться в различии этих терминов друг от друга в документах, в которых они используются, в частности, во многих документах МАГАТЭ.

Различие формулировок терминов «верификация» и «валидация», представленных в упомянутом ГОСТ'е [1], состоит лишь в том, что формулировка последнего дополнена словами «предназначенные для конкретного использования или применения». В этой связи возникает вопрос: а что подтверждение, о котором идет речь в определении термина «верификация», не подразумевает конкретное использование или применение того, что верифицируется?

⁶ 3.81 и 3.12 – номера параграфов ГОСТА'а, содержащих определения двух других упоминаемых терминов, соответственно «объективные свидетельства» и «требования».

Термин «верификация» в определенной мере прижился в русском языке и в современной Большой энциклопедии Кирилла и Мефодия ему дается следующее определение:

«верификация (от лат. verus — истинный и facio — делаю), проверка, эмпирическое подтверждение теоретических положений науки путем сопоставления их с наблюдаемыми объектами, чувственными данными, экспериментом. Принцип верификации (или верифицируемости) — одно из основных понятий логического позитивизма».

Это определение достаточно узкое и не вполне соответствует тому содержанию, с которым этот термин применяется в системах менеджмента качества. Термин «валидация» в энциклопедии Кирилла и Мефодия и других словарях русского языка вообще отсутствует. Т.е. этот термин не имеет общеязыковой основы в русском языке, поэтому и возникают трудности с его восприятием.

В августе 2012 года на независимом сайте proatom.ru, который специализируется на освещении актуальных вопросов в области использования атомной энергии, была помещена статья автора [3], написанная против необоснованного применения в российской технической терминологии иностранных терминов, словно русский язык недостаточно богат, чтобы обойтись без этого.

В этой статье были приведены определения этих терминов по глоссарию МАГАТЭ [4], из которых также видно насколько трудно их различать. Эти определения еще раз приведены ниже по официальному переводу на русский язык глоссария МАГАТЭ [4]:

«валидация (аттестация) validation

1. Процесс определения пригодности продукта или услуги для

удовлетворительного выполнения определенных функций.

Валидация (аттестация) по своему содержанию шире, чем верификация (проверка), и может включать более значительный элемент суждения.

валидация компьютерной системы {computer system validation}. Процесс испытаний и оценки интегрированной компьютерной системы (аппаратные средства и программное обеспечение) с целью обеспечения соблюдения функциональных, эксплуатационных и интерфейсных требований.

валидация модели {model validation}. Процесс определения адекватности модели с точки зрения ее соответствия реальной системе, которая моделируется, путем сверки основанных на данной модели прогнозов с данными наблюдений, полученными на реальной системе.

Данный термин, как правило, противопоставляется термину верификация модели, хотя верификация (проверка) нередко является частью более широкого процесса валидации (аттестации).

Относительно степени, в которой может быть произведена валидация модели, имеются некоторые разногласия, особенно в том, что касается моделирования долгосрочной миграции радионуклидов из радиоактивных отходов в пунктах захоронения (хранилищах).

валидация системного кода {system code validation}. Оценка точности значений, прогнозируемых системным кодом, в сравнении с соответствующими экспериментальными данными для важных предполагаемых явлений.

2. Подтверждение на основе объективных свидетельств того, что требования, предназначенные для конкретной цели и использования или применения, выполнены.

См. верификация (проверка).

Соответствующий статус – ‘валидировано (подтверждено)’.

Условия применения для целей валидации могут быть реальными или смоделированными».

«верификация (проверка) verification

1. Процесс определения соответствия качества или характеристик продукта или услуги тому, что предписывается, предопределяется или требуется.

Верификация тесно связана с обеспечением качества и контролем качества.

верификация компьютерной системы {computer system verification}. Процесс, имеющий целью обеспечить, чтобы данный этап в жизненном цикле системы удовлетворял требованиям, введенным на предыдущем этапе.

верификация модели {model verification}. Процесс, имеющий целью определить, правильно ли отображает данная вычислительная модель искомую концептуальную модель или математическую модель.

верификация системного кода {system code verification}. Анализ кодирования источника на предмет его соответствия описанию в документации системного кода.

2. Подтверждение на основе объективных свидетельств того, что

установленные требования были выполнены. См. валидация (аттестация).

Соответствующий статус – ‘верифицировано’.

Верификация может включать такие операции, как: осуществление альтернативных расчетов; сравнение научной и технической документации по новому проекту с аналогичной документацией по апробированному проекту; проведение испытаний и демонстраций; и анализ документов до их выпуска».

Как можно видеть из приведенных выше определений глоссария МАГАТЭ, определению термина «верификация» по энциклопедии Кирилла и Мефодия больше соответствуют два определения термина «валидация», а именно – «**валидация модели**» и «**валидация системного кода**», где за основу процесса принимается сравнение с реальными экспериментальными данными, как в определении термина «верификация» в энциклопедии Кирилла и Мефодия.

По этимологии английского слова «validation» согласно Оксфордскому толковому словарю [5] слово «valid» означает «executed with the proper formalities», или «legally acceptable», т.е. «исполненный с соответствующими формальностями» или

«официально (юридически, законно) приемлемый». А в толковом словаре английского языка Мериам-Вебстер [6] в качестве первого значения слова «valid» записано «having legally force», т.е. «имеющий юридическую (законную) силу».

Поэтому совершенно правильно, что в глоссарии МА-ГАТЭ для термина «валидация» указано, хотя и в скобках, эквивалентное значение «аттестация», акцентирующее внимание на завершающей стадии рассматриваемого процесса и являющееся более привычным и приемлемым для любого русскоязычного текста. Именно этот термин и должен применяться в соответствующих российских технических документах, по крайней мере, относящихся к области использования атомной энергии, что и принято в руководстве Ростехнадзора по аттестации программных средств. Используемый при этом термин «верификация» в отношении соответствующего отчета по обоснованию программного средства полностью соответствует приведенному выше определению из энциклопедии Кирилла и Мефодия.

Все статьи, помещаемые на сайте proatom.ru, обычно вызывают многочисленные комментарии читателей. Анализ этих комментариев к упомянутой статье автора показал, что их содержание отличается достаточно большим разнообразием. Это говорит о том, что затронутая в статье тема вполне актуальна. Некоторые комментаторы поддержали автора статьи в его протесте против необоснованного засорения российской технической терминологии иностранными словами, а некоторые весьма путано и непонятно пытались разъяснить смысл обсуждаемых терминов.

Однако наибольший интерес вызвал один из комментариев, который, судя по приведенной в нем ссылке, принадлежит специалисту, связанному с бизнес-сообществом МЕНЕДЖМЕНТ КОНСАЛТИНГ — партнерским объединением признанных украинских консультационных компаний.

На сайте этого сообщества, на который указывает ссылка, приведено множество очень детальных разъяснений по самым разнообразным вопросам менеджмента, в том числе и по поводу

толкования терминов «верификация» и «валидация». В них после весьма обстоятельных обсуждений содержания этих терминов и иллюстрации на примерах констатируется, что верификация проводится практически всегда, выполняется методом проверки (сличения) характеристик продукции с заданными требованиями, а результатом является вывод о соответствии (или несоответствии) продукции. Валидация же проводится при необходимости, выполняется методом анализа заданных условий применения и оценки соответствия характеристик продукции этим условиям, результатом чего является вывод о возможности применения продукции для конкретных условий.

Среди приведенных примеров имеется пример с производством и применением лекарств. Так вот, согласно логике рассматриваемых определений, врач, назначая больному лекарство, осуществляет его валидацию. Неясно, известно ли это врачам, осуществляющим назначение, но простому человеку более понятно, если эта процедура именуется просто назначением лекарства.

Далее, после обсуждения положений стандарта ИСО 9001, связанных с рассматриваемыми терминами, авторы разъяснений резюмируют их следующим образом:

«Вопрос: к чему отнести деятельность ОТК?

Ответ: это верификация.

Вопрос: к чему отнести деятельность аудиторов?

Ответ: к верификации.

Вопрос: какую функцию выполняет подписывающий акт о сдаче в эксплуатацию объекта (услуги и т.п.)?

Ответ: он осуществляет валидацию».

Отсюда со всей очевидностью следует, что этап ввода энергоблока атомной электростанции в эксплуатацию, именуемый сегодня опытно-промышленной эксплуатацией, завершающийся подписанием акта государственной приемочной комиссии о вводе энергоблока в эксплуатацию, должен, следуя рекомендациям ГОСТа Р ИСО 9000-2008 [1], именоваться валидацией. Слава Богу, что пока до этого еще никто не додумался.

Следует отметить, что такие же и подобные им разъяснения в большом количестве содержатся и на российском сайте www.quality.eur.ru

Таким образом оба термина и «валидация» и «верификация», как они применяются в системах менеджмента качества, не имеют или не соответствуют имеющейся общеязыковой основе русского языка. Достаточно узкое определение в энциклопедии Кирилла и Мефодия термина «верификация» делает предпочтительным использование более широкого русского термина «проверка», дополняя его конкретизацией условий и целей, для которых эта проверка проводится. Поэтому совершенно правильно, что этот термин также указан в приведенной выше выдержке из глоссария МАГАТЭ [4] как альтернатива термину «верификация». Однако в целом можно отметить, что определения рассматриваемых терминов, приведенные в этом глоссарии, также являются достаточно путанными.

Нужно сказать, что в области использования атомной энергии как на международном, так и на национальном уровнях имеются свои руководства по менеджменту качества. В частности, это стандарт МАГАТЭ № GS-R-3 [7]. Он отличается от соответствующих стандартов ИСО тем, что фокусирует внимание не на интересах потребителя, а на безопасности, т.е. на интересах всего общества. Для предприятий, руководствующихся в своей работе стандартами ИСО, эксплуатирующая организация обязана сформулировать на основе указанного стандарта МАГАТЭ дополнительные требования, которые должны выполняться.

Интересно отметить, что в официальных переводах на русский язык стандартов МАГАТЭ, в которых речь идет о верификации и валидации чего либо, эти термины, введенные ГОСТом Р ИСО 9000-2008 [1], как правило, не используется. Используются другие термины и выражения, которыми достаточно богат русский язык и которые более понятным образом отражают суть дела. В частности, в официальном переводе на русский язык упомянутого стандарта МАГАТЭ по менеджменту качества № GS-R-3 [7] термины «verification» и «validation» переведены на

русский язык соответственно как «проверка» и «аттестация», т.е. использованы выражения, указанные в глоссарии МАГАТЭ [4] в скобках и имеющие общезыковую основу в русском языке.

Литература

1. Национальный стандарт Российской Федерации, ГОСТ Р ИСО 9000-2008, Системы менеджмента качества. Основные положения и словарь. Издание официальное. Москва, Стандартиформ, 2008.
2. Международный стандарт ИСО 9000. Системы менеджмента качества. Основные положения и словарь, 2005.
3. Букринский А.М. О терминах «верификация» и «валидация» (<http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=3967>)
4. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. Издание 2007 года.
5. The Pocket Oxford Dictionary. Компьютерная версия 1994 года.
6. The Merriam-Webster Dictionary. New York, 1974.
7. МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Требования безопасности № GS-R-3 «Система управления для установок и деятельности», Вена, 2008. Оригинал: Safety requirements No GS-R-3. “Management System for Facilities and Activities”, Vienna, 2006.

3.8. О ПРОЕКТЕ ОБНОВЛЕННЫХ ОБЩИХ ПОЛОЖЕНИЙ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АС

Соавторы: Ланкин М.Ю., Шарафутдинов Р.Б., Мирошниченко М.И., Сидоренко В.А., Беркович В.М.

В настоящем выпуске журнала «Ядерная и радиационная безопасность» публикуется подготовленный в соответствии с Порядком [1] проект новой редакции Общих положений обеспечения безопасности атомных станций – системообразующего документа из ряда федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, относящихся к АС. Этой публикации предшествовала большая работа, краткое описание которой является содержанием данной статьи.

Периодическое обновление нормативных документов в области использования атомной энергии, в том числе федеральных норм и правил, таких как ОПБ АС, обусловлено необходимостью учета накапливаемого опыта эксплуатации, учета международного опыта, новых достижений науки и техники, опыта правоприменительной практики и изменений в законодательстве.

Общие положения обеспечения безопасности атомных станций были существенно обновлены в 1988 г. после аварии на Чернобыльской АЭС. Практически это была их полная переработка, так как эта авария показала необходимость коренного изменения общей концепции безопасности АС. Было исключено понятие гипотетической аварии, появились запроектные аварии, увеличилось до пяти число уровней глубокоэшелонированной защиты, появилось понятие культуры безопасности.

Спустя примерно 10 лет, в 1997 г., Общие положения обеспечения безопасности атомных станций были вновь обновлены (ОПБ-88/97 [2]) для учета указанных выше факторов, накопившихся к этому времени, однако концепция безопасности АС осталась неизменной.

С тех пор прошло более 17 лет. За прошедшее время претерпело изменения национальное законодательство как в области использования атомной энергии, так и в смежных областях права, осуществлены масштабные проекты по повышению безопасности российских атомных блоков, в том числе в рамках продления проектного срока службы, накоплен существенный

эксплуатационный опыт как в стране, так и в мире, эволюционировало понимание подходов к обеспечению безопасности атомных объектов. Международный консенсус в части этих подходов отражен в стандартах МАГАТЭ, которые в последние годы значительно обновились, в частности, в 2011 – 2012 гг. увидели свет два новых стандарта МАГАТЭ, относящиеся к АС [3,4], извлечены уроки из произошедших инцидентов и аварий, включая тяжёлую аварию на АЭС «Фукусима-Дайичи» (см., например, [5]), накоплен опыт правоприменения ОПБ-88/97 [2].

Все отмеченное свидетельствовало о необходимости обновления ОПБ-88/97 [2] и послужило мотивом разработки проекта новой редакции данного нормативного документа.

До начала разработки проекта новых Общих положений обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ АС) была проделана подготовительная работа, включившая выполнение сравнительного анализа требований российских нормативных документов с требованиями стандартов МАГАТЭ SSR-2/1 [3] и SSR-2/2 [4]. Результаты этого анализа представлены в [6]. Была также проанализирована правоприменительная практика за период после предыдущего обновления Общих положений обеспечения безопасности атомных станций и рассмотрены произошедшие за это время изменения российского законодательства.

Выполненные сравнения показали, что российские требования к безопасности АС, в основном, соответствуют требованиям указанных стандартов МАГАТЭ. Вместе с тем, были выявлены области, в которых российские нормативные документы следовало откорректировать для достижения более полной гармонизации со стандартами МАГАТЭ.

Был выполнен анализ соответствия ОПБ-88/97 [2] требованиям федеральных законов [7] – [12] и других нормативных документов, а также опыта правоприменения [2]. В результате этой работы также были выявлены аспекты, по которым ОПБ-88/97 [2] требуют корректировки.

Для работы над новой редакцией ОПБ АС в 2012 г. в Ростехнадзоре была создана рабочая группа, в которую вошли представители Ростехнадзора и его организации научно-технической поддержки (ФБУ «НТЦ ЯРБ»), а также институтов АО «Атомэнергопроект» и НИЦ «Курчатовский институт».

За основу был принят разработанный в ходе подготовительной работы проект обновленных ОПБ АС, в котором была сохранена структура и концептуальный подход к безопасности АС действующих ОПБ-88/97 [2], но которая, тем не менее, претерпела изменения для учета результатов упоминавшихся выше анализов.

Так, в частности, из ОПБ-88/97 [2] был исключен раздел, посвящённый государственному управлению при использовании атомной энергии и государственному регулированию безопасности, поскольку эти вопросы регулируются Федеральным законом [7], а из раздела «Обеспечение безопасности при эксплуатации» было исключено рассмотрение вопросов вывода из эксплуатации, так как они были выделены в самостоятельный раздел.

Из значимых изменений следует отметить следующие:

- уточнено понятие «безопасность атомной станции», оно приведено в соответствие со стандартом МАГАТЭ верхнего уровня SF-1 [13];
- более развернуто сформулированы требования к анализам проектных и запроектных аварий;
- доработаны правила классификации систем и элементов АС;
- введена новая категория систем и элементов АС: теперь, помимо систем и элементов нормальной эксплуатации и систем и элементов безопасности, рассматриваются также специальные технические средства для управления запроектными авариями; введен ряд требований к указанным специальным техническим средствам;
- расширено содержание понятия «культура безопасности», оно теперь в существенно большей степени соответствует

тому, как это понятие раскрывается в международных документах, например в INSAG-4 [14];

- уточнены требования к реализации глубокоэшелонированной защиты; в частности, введено требование о необходимости принять все разумно достижимые меры, обеспечивающие независимость уровней глубокоэшелонированной защиты друг от друга, а также меры, направленные на предотвращение повреждения одних физических барьеров вследствие повреждения других, а также нескольких физических барьеров вследствие одного воздействия;

- обновлены требования к выводу блока АС из эксплуатации;

- обновлены требования к проведению ядерно-опасных работ и сам термин «ядерно-опасные работы»;

- введено понятие «управление в целях безопасности», появившееся в стандарте МАГАТЭ SSR-2/1 [3];

- расширены требования к анализу опыта эксплуатации, в частности, введено понятие «предвестника тяжелой аварии», предложена дополнительная процедура рассмотрения событий-предвестников, обладающих значимой условной вероятностью перехода в тяжелую стадию.

Проект ОПБ АС рассылался для рассмотрения и выдачи замечаний заинтересованным сторонам в соответствии с перечнем, установленным Ростехнадзором в техническом задании на разработку данного нормативного документа. В их число вошли ОАО «Концерн Росэнергоатом» и его филиалы – атомные станции, проектные институты, конструкторские организации, другие предприятия Госкорпорации «Росатом», а также структурные подразделения Ростехнадзора, включая управления центрального аппарата и межрегиональные территориальные управления по надзору за ядерной и радиационной безопасностью.

На первую редакцию проекта ОПБ АС поступило около 2200 замечаний и комментариев. Замечания касались самых разных пунктов и разделов проекта. Практически ни один пункт не

остался без внимания. Все замечания и комментарии были внимательно рассмотрены рабочей группой. По многим из них были внесены коррективы в подготовленный проект ОПБ АС, а по отклоненным замечаниям даны аргументированные разъяснения причин их неприемлемости.

В 2013 г. было проведено двухдневное согласительное совещание с представителями отрасли (эксплуатирующая организация, проектные институты, конструкторские бюро и другие предприятия Госкорпорации «Росатом») и структурных подразделений Ростехнадзора, на котором обсуждалась первая редакция проекта ОПБ АС. В 2014 г. также была проведена серия совещаний с представителями предприятий Госкорпорации «Росатом» для обсуждения отдельных вопросов проекта редакции, предлагаемой к опубликованию.

В целом большинство замечаний носило конструктивный характер и способствовало улучшению редакции ОПБ АС.

Проект обновленных ОПБ АС соответствует современным международным подходам к безопасности АС, учитывает накопленный отечественный и зарубежный опыт эксплуатации АС, уроки, извлеченные из аварий (в том числе из аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи»), изменения, произошедшие в российском законодательстве и опыт правоприменения.

Литература

1. Порядок разработки федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору и требования к их оформлению и изложению. Утвержден приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 24 января 2011 г. № 27.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97. М., НТЦ ЯРБ.
3. Нормы МАГАТЭ по безопасности. Безопасность атомных электростанций: проектирование. Конкретные требования безопасности. № SSR-2/1. МАГАТЭ, Вена, 2012.

4. Нормы МАГАТЭ по безопасности. Безопасность атомных электростанций: ввод в эксплуатацию и эксплуатация. Конкретные требования безопасности. № SSR-2/2. МАГАТЭ, Вена, 2011.
5. Ланкин М.Ю., Хамаза А.А., Шарафутдинов Р.Б., Мирошниченко М.И. О некоторых аспектах обоснования безопасности атомных станций (уроки аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи»). Ядерная и радиационная безопасность, № 1(63), 2012.
6. Букринский А.М. Безопасность атомных станций по федеральным нормам и правилам России и стандартам МАГАТЭ (Сравнение основных принципов и требований по обеспечению безопасности, второе обновленное издание). Труды НТЦ ЯРБ. М., НТЦ ЯРБ, 2012.
7. Об использовании атомной энергии: федер. закон Рос. Федерации от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ: принят Гос. Думой 20 октября 1995 г.
8. Градостроительный кодекс Российской Федерации: федер. закон Рос. Федерации от 29 декабря
9. 2004 г. № 190-ФЗ: принят Гос. Думой 22 декабря 2004 г.: одобр. Советом Федерации Федер. Собр. Рос. Федерации 24 декабря 2004 г.
10. О техническом регулировании: федер. закон Рос. Федерации от 27 декабря 2002 г. № 184-ФЗ: принят Гос. Думой 15 декабря 2002 г.: одобр. Советом Федерации Федер. Собр. Рос. Федерации 18 декабря 2002 г.
11. О радиационной безопасности населения: федер. закон Рос. Федерации от 09 января 1996 г. № 3-ФЗ: принят Гос. Думой 5 декабря 1995 г.
12. Об охране окружающей среды: федер. закон Рос. Федерации от 10 января 2002 г. № 7-ФЗ: принят Гос. Думой 20 декабря 2001 г.: одобр. Советом Федерации Федер. Собр. Рос. Федерации 26 декабря 2001 г.

13. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации: федер. закон Рос. Федерации от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ: принят Гос. Думой 29 июня 2011 г.: одобр. Советом Федерации Федер. Собр. Рос. Федерации 6 июля 2011 г.
14. Нормы МАГАТЭ по безопасности. основополагающие принципы безопасности. Основы безопасности. № SF-1. МАГАТЭ, Вена, 2007.
15. Культура безопасности. Доклад международной консультативной группы по ядерной безопасности. 75-INSAG-4. МАГАТЭ. Вена, 1991.

4. ЧЕЛОВЕЧЕСКИЙ ФАКТОР И УРОКИ АВАРИЙ

4.1. КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ КАК ОРГАНИЗАЦИОННАЯ СУБКУЛЬТУРА

*(Методы менеджмента качества,
№ 3, 2014 г.)*

Термин культура безопасности вошел в обиход ядерного сообщества в период, когда в западных странах и особенно в США интенсивно начали исследоваться и развиваться научные представления об организационной культуре, как науке способной оптимизировать деятельность коммерческих организаций и компаний и обеспечить им достижение больших успехов в конкурентной борьбе. Культура безопасности является одной из форм организационной культуры, поэтому очень важно рассмотреть её с учетом достигнутых результатов в исследованиях организационной культуры.

Когда говорят о культуре безопасности, то происхождение этого понятия связывают с анализом последствий чернобыльской аварии, которая случилась в Советском Союзе в апреле 1986 г. После этой тяжелой аварии, затронувшей целый ряд европейских стран, была создана специальная Международная консультативная группа по ядерной безопасности при генеральном директоре МАГАТЭ (INSAG) для анализа причин и последствий аварии. В отчете этой группы и появился этот термин.

Это событие по времени совпало с бурным расцветом в западных странах исследований такого социального феномена как организационная культура, т.е. культура организаций или социальных групп, объединенных общей целью, деятельностью и ценностями. Эти исследования были связаны с бурной активностью бизнеса в организациях и компаниях разного размера западных стран, созданием транснациональных корпораций и

были нацелены на формирование такого климата в этих организациях и компаниях, который бы способствовал их процветанию и достижению наибольших успехов в конкурентной среде бизнеса.

Сейчас и в России появились условия для развития этого важного направления социальной психологии. Появилось много литературы по различным аспектам организационной культуры. На экономических факультетах вузов читаются соответствующие курсы лекций.

В литературе по этой тематике чаще всего встречается имя одного из основоположников исследований организационной культуры, ставшего уже классиком в этой области, профессора кафедры менеджмента Слоуновской школы бизнеса при Массачусетском технологическом институте Эдгара Шейна (Edgar H. Shein). Его исключительно популярная и очень часто цитируемая книга «Организационная культура и лидерство» (Organizational Culture and Leadership) переиздавалась четыре раза.

Как указано в предисловии к русскому изданию этой книги [1], Э.Шейн является основателем школы и научного направления «Организационная психология». Многие его книги стали бестселлерами в среде ученых и практиков менеджмента: «Обеспечение карьеры: стратегия труда и роль планирования» (Career Survival: Strategic Job and Role Planning), «Якоря карьеры: исследование ваших истинных ценностей» (Career Anchors: Discovering Your Real Values), «Процесс консультации» (Process Consultation), «Организационная психология» (Organizational Psychology).

В упомянутой выше книге по организационной культуре и лидерству Э.Шейн проводит детальный анализ организационной культуры, дает наиболее точное её определение, основные черты и признаки, метод исследования и изменений. На этих аспектах организационной культуры следует остановиться более подробно, имея в виду, что культура безопасности является одним из её проявлений.

Основные черты и признаки организационной культуры

В работе [1] Э.Шейн дает следующее определение организационной культуры, которое приводится здесь в большем приближении к английскому оригиналу, чем это сделано в упомянутом русском переводе [1]:

«Система разделяемых всей группой базовых представлений, усвоенных ею при решении проблем внешней адаптации и внутренней интеграции, которые сработали достаточно хорошо, чтобы считаться ценными и поэтому преподаваться новым участникам группы в качестве правильного способа восприятия, мышления и чувствования в отношении этих проблем». (A pattern of shared basic assumptions that the group learned as it solved its problems of external adaptation and internal integration that has worked well enough to be considered valid and, therefore, to be taught to new members as the correct way you perceive, think, and feel in relation to those problems).

По Э. Шейну базовые представления группы относятся к самым глубинным характеристикам её организационной культуры, работающим на уровне подсознания как нечто само собой разумеющееся и не вызывающее никаких сомнений у её носителей. Внешняя адаптация – это условие выживания группы во внешней среде. Внутренняя интеграция группы – это её структура, правила взаимодействия членов группы и другие, элементы её внутренней организации.

Теперь рассмотрим более подробно все основные черты и признаки организационной культуры, данные Э.Шейном в работе [1]. Они представлены на рис. 1.

Как можно видеть из представленного рисунка, все элементы организационной культуры представляются Э.Шейном на трех уровнях:

видимый – артефакты;

ценностный – провозглашаемые ценности;

подсознательный – базовые представления.

Артефакты

Провозглашаемые ценности

Видимые организационные структуры и процессы (дешифровка затруднительна)

Стратегии, цели, философии (провозглашаемые обоснования)

Артефакты – это то, что находится на поверхности и что могут увидеть новички, стремящиеся стать членами группы, или другие лица, знакомящиеся с её деятельностью. К артефактам относятся обстановка, которая окружает членов группы, видимый характер взаимоотношений между ними, манера общения членов группы и другие материальные и духовные проявления культуры. Как отмечает Э.Шейн, по артефактам трудно понять, почему они такие, а не иные, т.е. их трудно расшифровать.

Провозглашенные ценности. Сюда относятся, в частности, заявления о политике, теории и методике, планы работы, программы, нормы и правила и другие ценности, объявляемые членами группы в качестве основы их деятельности.

Базовые представления – это, как уже было сказано выше, работающие на уровне подсознания представления, которые кажутся членам группы изначально данными, как нечто само собой разумеющееся и не вызывающее никаких сомнений у её носителей. Члены группы автоматически действуют в соответствии с этими представлениями. Формирование базовых представлений – это некоторый исторический процесс. Поэтому организационная культура группы независимо от размеров группы, вплоть до национального масштаба, всегда связана с её определенной историей.

Видимые свидетельства – артефакты, как правило, всегда соответствуют базовым представлениям группы. Вместе с тем, для того, чтобы возникло соответствие между провозглашенными ценностями и базовыми представлениями требуется определенное время и усилия лидеров группы.

Э. Шейн о культуре безопасности

В 2003 г. Э. Шейн был приглашен на ежегодную конференцию Института по эксплуатации атомных станций США (INPO), проводимой её руководителем. На этой конференции он услышал много для него удивительного о культуре безопасности – об изменении культуры, создании новых и лучших культур и т.п.

Э. Шейн выступил на этой конференции и померил пыл ретивых атомщиков. Суть его выступления [2] была нижеследующая.

Прежде всего, он сказал, что создание новой культуры – это дело мало реальное и более правильно говорить об управлении культурой. Далее он сказал, что все мы являемся не только представителями культуры, но и членами субкультур в наших организациях. И главный вопрос здесь состоит не в том, имеется ли в организации культура безопасности, а в том, что таких субкультур может быть много и их необходимо упорядочить в отношении друг друга, чтобы они не являлись источниками напряжения.

Далее, раскрыв содержание организационной культуры примерно так, как это было представлено выше, он перешел к анализу культуры на атомной станции. Он отметил, что, так как атомная станция является частью США, то она должна содержать её ценности и базовые представления. Например, индивидуализм и конкурентоспособность прямо следуют из американской культуры. Далее идет ядерная промышленность, частью которой является атомная станция и, следовательно, элементы культуры, характерные для ядерной промышленности, должны присутствовать и на атомной станции. И наконец – атомная

станция с субкультурами отдельных групп её работников, базирующихся на их возрасте, занятии, служебном положении, технологии и других факторах.

Для атомной станции Э.Шейн в своем выступлении выделил четыре группы работников. Это почасовики, к которым, по видимому, относятся работники технического обслуживания, инженерные работники, связанные с проектом и другими инженерными вопросами, операторы, управляющие станцией, и исполнительные работники, связанные с финансовой деятельностью.

Для каждой из этих групп характерны свои базовые представления, определяющие их образ мыслей и поведение, т.е. их субкультуру. У этих групп могут быть конфликты интересов, что плохо для организации в целом. Так, например, стремление связанных с финансовой деятельностью исполнителей к увеличению прибыли организации не соответствует стремлению почасовиков к надежности и качеству работы, а операторов к эффективности и безопасности.

Чем озабочены инженерные работники и к чему они стремятся по своему менталитету? Они озабочены возможностью человеческой ошибки и стремятся в возможно большей степени исключить человека из системы и стандартизировать все что возможно, чего бы это ни стоило. Они внешне ориентированы и больше уважают мнение своих коллег инженеров, чем мнение своего шефа, который может быть финансистом или юристом.

Другой менталитет у почасовиков и операторов. Они прекрасно знают свою работу, благодаря чему могут выходить из нестандартных ситуаций, которые иногда случаются, ориентируясь на свои знания и опыт, а не на регламенты. Они внутренне ориентированы, стремятся к обучению и знаниям, считают важным общение и работу командой, уважают мнение своих коллег и лиц, осуществляющих надзор. Эти интересы противоположны, хотя и по-разному, и инженерным и исполнительным работникам.

Поэтому главной задачей руководителей является такая притирка субкультур в организации, чтобы избежать конфликтов между ними. И хитрость здесь состоит не в том, чтобы одна культура поглотила другую, а в том, чтобы каждая из них сохранила свои ценности и базовые представления, а вместо противоречий и конфликтов было взаимопонимание и сотрудничество.

Иерархия культур

Выше эта тема уже затрагивалась в описании выступления Э.Шейна на конференции INPO. В учебном пособии по организационной культуре [3] этот вопрос также рассмотрен. Там содержится наглядная схема иерархии культур, которые на ней названы уровнями культуры. Эта схема воспроизведена на рис.2.

При описании этой схемы в [3] отмечается, что рассмотрение явления культуры, начиная от уровня отдельной личности и заканчивая уровнем общества в целом, дает разные уровни обобщения. На уровне общества в культуре выделяются наиболее общие для данной общности элементы культуры, входящие в культуры всех уровней как базовые. Следующий уровень расширяет перечень (разнообразие) основных элементов культуры. Исходным, самым многообразным, среди всех уровней культуры является уровень культуры личности. Однако не все ценности, нормы, традиции, правила членов группы становятся элементами культуры всей группы, а только те, которые принимаются большинством её членов. Поэтому число и разнообразие элементов культуры снижается по мере увеличения её иерархического уровня и увеличивается при переходе в обратном направлении, т.к. к общим элементам более высокого уровня добавляются специфические элементы следующего уровня.



Культуры входящих в большую социальную группу меньших групп в книге [1] рассматриваются как субкультуры. Это относится к профессиональным группам организации. Культуры, выделяемые по ценностным признакам, например, по безопасности, также можно считать субкультурами. Выделенные по ценностным признакам субкультуры проходят через всю вертикаль иерархических уровней, т.к. должны отражать интересы всего общества.

Роль лидера

Э.Шейн считал, что культуры порождаются лидерами, навязывающими группе свои собственные ценности и представления. Если деятельность такой группы будет успешной, а представления, господствующие в ней, станут восприниматься как нечто само собой разумеющееся, то ее культура предопределяет для последующих поколений типы приемлемых лидеров. Тогда суть лидерства будет определяться культурой. Однако как только группа столкнется с проблемами адаптации, вызванными такими внешними изменениями, при которых некоторые из групповых представлений утратят свой смысл, активная роль вновь перейдет к лидеру. В этой ситуации лидерство должно проявляться в умении отступить от культуры, породившей данный тип лидера, и начать процесс адаптационных эволюционных преобразований. Эта способность воспринимать ограниченность собственной культуры и инициировать ее адаптивное развитие является сущностью и основной задачей деятельности лидера.

В оригинале книги [1] автор использует термин «leadership», который обычно переводится как «лидерство» или

«руководство». Так именно и считают переводчики книги Э. Шейна. Вместе с тем первый вариант перевода представляется более подходящим для использования в контексте организационной структуры, ибо при втором варианте теряется оттенок предводительской роли лидера, который должен вести группу, демонстрируя правильные подходы и приверженность новым базовым представлениям на своем личном примере. При этом будет совершенно губительным для формирования устойчивых базовых представлений, если декларации лидера о приверженности его этим представлениям будут расходиться с реальным делом.

Ни культура, ни лидерство не могут быть поняты сами по себе, в отрыве друг от друга. Лидерство отличается от управления, или администрирования тем, что лидеры создают и изменяют культуру, в то время как менеджеры и администраторы существуют в ней.

Вместе с тем культура является результатом сложного процесса группового обучения и лишь отчасти определяется поведением самого лидера. Однако, если вследствие низкой способности к адаптации элементов данной культуры возникает угроза существованию группы, то искать выход из этой ситуации должен будет именно лидер. В этом смысле лидерство и культура оказываются концептуально связанными.

Как отмечал Э. Шейн, культура и лидерство являются двумя сторонами одной медали. Если руководитель не будет знать культуры, в которой он укоренен, то не он будет управлять культурой, а она будет управлять им. Понимание культуры желательно для всех, и прежде всего для лидеров, если они действительно хотят быть таковыми.

Изменение организационной культуры

Считается, что стабильность является наиболее устойчивым проявлением организационной культуры. При этом, чем выше иерархический уровень культуры, тем труднее она поддается изменениям. Тем не менее, такие изменения возможны и

необходимы, когда появляется мотивация к ним. А это происходит, когда появляются проблемы во внешней адаптации социальной группы или в её внутренней интеграции.

Проблемы внешней адаптации возникают тогда, когда деятельность группы перестает соответствовать требованиям или условиям изменяющейся внешней среды. Например, снизился спрос на производимую продукцию, или ужесточились требования безопасности. Проблемы внутренней интеграции существуют тогда, когда не притерты противоположные интересы различных профессиональных групп и существуют конфликты между их субкультурами.

Чем выше иерархический уровень культуры, тем труднее её изменить. Труднее всего это делать на национальном уровне. Поэтому часто можно столкнуться с трудностями переноса чужого опыта на национальную почву. Наглядным примером этому является отмена в России более десяти лет тому назад обязательности государственных стандартов по примеру западных подходов. Теперь все равно приходится возвращаться к их обязательности, хотя и в ограниченном количестве, по крайней мере, в области использования атомной энергии.

Еще один пример необоснованного переноса опыта, сформировавшегося в другой культуре, относится к атомным станциям. Это перенос пошаговых аварийных инструкций фирмы Westinghouse на российскую почву.

Различие концепций оператора на западе и в бывшем Советском Союзе, а затем и в России обсуждалось в [4]. Это две совершенно разные концепции и культуры, одна из которых базируется на правилах и навыках операторов, имеющих среднее образование, а вторая – на их высшем образовании и знаниях. Культура, основанная на знаниях оператора, является единственной, которая позволяет использовать уникальную способность человека разумно действовать в выходящих за рамки всех регламентов непредвиденных ситуациях, которые невозможно исключить, и вытаскивать станцию из сложившегося критического состояния. Это неоднократно подтверждалось на практике советских, а затем и российских АЭС.

В [1] указано, что для того, чтобы в организации появилась мотивация к изменениям, должны в какой-то мере произойти три следующих процесса:

(1) появилось достаточное количество противоречащих сложившемуся порядку вещей данных, что приводит к серьезному дискомфорту и дисбалансу;

(2) имеется связь противоречащих данных с важными целями и идеями организации, что вызывает беспокойство и/или чувство вины у её членов; и

(3) имеется достаточная психологическая безопасность, т. е. наличие возможности решить проблему без потери индивидуальности или целостности организации, что позволяет её членам согласиться с противоречащими данными, а не отрицать их в целях защиты.

Противоречащие данные – это любая информация, показывающая организации, что часть ее целей не достигается, или, что некоторые ее процессы не дают ожидаемого результата.

После того как в организации начинается процесс изменений, происходит обучение её членов поведению в новых условиях, зависящее от того, будет ли оно осуществляться методом проб и ошибок на основе широкого изучения среды или в виде подражания соответствующим моделям поведения на основе психологического отождествления с ними. В любом случае, суть нового обучения сводится к когнитивному, т.е. на уровне сознания, пересмотру неких базовых концепций из набора представлений.

Поведение может быть изменено насильственно, но если этому не предшествовал или не сопутствовал когнитивный пересмотр представлений, то по исчезновении принуждающей силы все вернется на круги своя. Поэтому изменения культуры организации, или субкультуры какой либо её профессиональной группы – это длительный процесс и важнейшая задача и забота лидера.

Культура безопасности АС в свете положений организационной культуры

Рассмотрим теперь культуру безопасности атомной станции в свете изложенных выше основных положений организационной культуры. Составляющие культуры безопасности в соответствии с INSAG-4 [5], главным документом МАГАТЭ по этому предмету, представлены на рис.3.



—

—

—

—

Из двенадцати составляющих культуру безопасности элементов, представленных на рис. 3, только один из них относится к формирующему культуру уровню по Э. Шейну - провозглашаемым ценностям. Это заявление о политике в области безопасности. Три составляющих относятся к результирующему уровню – базовым представлениям. Это составляющие, отнесенные на рис.3 к приверженности на индивидуальном уровне. Однако для их реализации необходима длительная и кропотливая работа руководителей как лидеров и членов самой группы, кратко описанная в разделе о роли лидеров. К сожалению, сегодня еще нельзя сказать, что в России это обеспечено.

Восемь составляющих из представленных на рис. 3, характеризуют процессы и структуры, а поэтому относятся к уровню видимых свидетельств т.е. артефактов, по которым необходимо судить свидетельством чего они являются.

Если учесть, что заявление о политике является всего лишь декларацией о намерениях, то, к сожалению, можно заключить, что среди приведенных на рис. 3 составляющих культуры безопасности нет формирующих её элементов и устанавливающих правила поведения в отношении безопасности различных профессиональных групп, таких как методики, планы работы, про-

граммы, нормы и правила, регламенты, положения о подразделениях, поощрениях и наказаниях и других подобных документов. Без таких документов, четко устанавливающих правила поведения в отношении безопасности для каждой профессиональной группы, работа организации будет вестись по понятиям её лидера, что, возможно, приемлемо для простой частной коммерческой организации, но не приемлемо для такой организации как АС, работа которой выходит на внешнюю опасность для населения и окружающей среды. В таких условиях трудно реализовать на практике приемлемый в отношении безопасности третий уровень по Э. Шейну – уровень базовых представлений.

Составляющие культуры безопасности, представленные на рис. 3, и другие положения [5] относятся ко всем организациям вплоть до национального уровня. Поэтому естественно, что содержание элементов второго уровня по Э. Шейну, формирующего культуру организации, должно учитывать их специфику, т.е. цели работы организаций и их миссию.

Если это относительно понятно для производственных организаций, таких как АС, проектировщики, строители и другие, где необходимые навыки приемлемой культуры постепенно нарабатываются в процессе их производственной деятельности, то для вышестоящих иерархических уровней, основная миссия которых состоит в управленческой деятельности, это более сложная задача, ибо здесь нет тех производственных условий, при которых формируются навыки членов группы на более низком уровне. Выходом из этого положения может быть подъем некоторого количества членов производственных групп с наработанными навыками культуры безопасности на более высокие управленческие уровни. Только при таком подходе можно будет избежать конфликтов между разными иерархическими уровнями культуры безопасности.

Как сказано в [5], элементы культуры безопасности, относящиеся к отдельным лицам, сформулированы применительно к персоналу непосредственно занятому эксплуатацией, т.е. оперативному персоналу и персоналу технического обслуживания,

так как они несут самую прямую ответственность за безопасность. Тем не менее, изложенное применимо, в другом преломлении ко всем лицам, деятельность которых важна для безопасности атомных станций. Однако это другое преломление должно быть четко прописано в документах второго уровня по Шейну для каждой производственной группы. При этом необходимо выработать механизмы преодоления возможных конфликтов между субкультурами отдельных профессиональных групп.

Самым трудным здесь является преодоление конфликта между подчиненным и его начальником, требующим выполнения определенного действия, которое подчиненный считает небезопасным или вредным для безопасности. Особенно важной эта проблема является для операторов, которые лучше всех знают и чувствуют станцию и чьи действия непосредственно влияют на её безопасность.

Все эти вопросы относятся к внутренней интеграции по Шейну, которая теперь непосредственно прописана в одном из базовых принципов МАГАТЭ. Это принцип 3 «Лидерство и управление в целях безопасности» основополагающих принципов [6]. Слово «leadership» английского оригинала [6] в его официальном переводе записано как «руководство», что не вполне корректно, о чем уже говорилось выше.

В раскрытии этого принципа устанавливается требование иметь систему управления, интегрирующую в себе все элементы управления так, чтобы требования безопасности устанавливались и применялись в увязке с другими требованиями, в том числе требованиями в отношении работы людей, качества и охранных мер и чтобы другие требования или задачи не выполнялись в ущерб безопасности. Это вполне созвучно с внутренней интеграцией по Шейну. Правда, в официальном переводе [6] слово «integration» также искажено. Этот принцип также включает в себя требование о культуре безопасности.

Таким образом, теперь и в документах МАГАТЭ имеется ориентировка на общую организационную культуру.

Еще одно важное замечание необходимо сделать в отношении культуры безопасности объектов использования атомной энергии. Эффективность её практической реализации в значительно большей степени зависит от всей иерархической вертикали вплоть до национального уровня в отличие от многих других менее зависимых от верхних уровней организаций.

Заключение

1. Культура безопасности является частью общей организационной культуры, положениями которой следует руководствоваться для эффективной реализации на практике культуры безопасности.

2. Организационная культура является важной научной дисциплиной не только для экономических специальностей, как указано в учебном пособии [3], но и для грамотной организации и управления любым производством. Поэтому необходимо читать соответствующие курсы лекций не только на экономических факультетах, но и для всех других инженерных специальностей.

3. В России необходимо разработать руководство по культуре безопасности с учетом положений по общей организационной культуре и национальных особенностей.

Литература

1. Шейн Э. Х. Организационная культура и лидерство. /Пер. с англ. под ред. В. А. Спивака/. СПб: Питер, 2002. (Серия «Теория и практика менеджмента»).
2. Edgar H. Schein, Ph.1. Professor Emeritus Massachusetts Institute of Technology. Keeping the Edge: Enhancing Performance Through Managing Culture. INPO CEO Conference, November 7, 2003.
3. Стеклова О. Е. Организационная культура: учебное пособие. Ульяновск: УлГТУ, 2007.
4. Алпеев А.С., Букринский А.М.. О рациональной концепции деятельности оператора АС. Атомная энергия, том 75, вып. 5, 1993.

5. МАГАТЭ. Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-4, Культура безопасности. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности, Вена, 1991.
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental safety principles. Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna, 2006. (Официальный русский перевод: основополагающие принципы безопасности. Вена, 2007).

4.2.0 РАЦИОНАЛЬНОЙ КОНЦЕПЦИИ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ОПЕРАТОРА АС

Соавтор: Алпеев А.С.

*(Атомная энергия
т.75, вып. 5, 1993 г.)*

Одним из важных выводов, который был сделан после аварии на АЭС "Три-Майл-Айленд-2" в США, в 1979г., в частности, при обсуждении причин этой аварии на международной конференции по проблемам безопасности в г. Стокгольме в 1980г., был вывод о необходимости изменения концепции оператора, которая сложилась к тому времени в западных странах (Л1).

Эта концепция предполагала строгое ограничение действий оператора инструкциями, состав которых предположительно должен быть достаточным для всех возможных ситуаций, связанных с авариями. Главной задачей оператора в рассматриваемой концепции являлась идентификация возникшей ситуации, по которой можно сделать выбор соответствующей инструкции для непосредственного исполнения. Ошибка в идентификации ситуации могла решающим образом повлиять на развитие и протекание дальнейших событий на энергоблоке АС, что фактически имело место на Три-Майл-Айленд-2.

Поэтому тренировочный процесс оператора, адекватный этой концепции, базировался в основном на распознавании исходных событий, которым соответствовала определенная последовательность дальнейшего развития событий, определяемая технологической схемой и законами теплофизических процессов, которые должны были бы произойти. Основу такого тренинга операторов составляют так называемые "деревья событий", отображающие в графической форме вероятные последовательности развития событий в аварийной ситуации при заданном исходном событии. Предположительно считается, что примерно два десятка исходных событий (корней деревьев) образуют базовую совокупность деревьев событий, каждое из которых имеет по три-семь "ветвей", т.е. несколько возможных направлений развития аварийной ситуации. При этом, каждая точка ветвления у каждого дерева идентифицируется определённой совокупностью значений технологических параметров, по которой оператор должен быть в состоянии идентифициро-

вать ситуацию. При правильной идентификации ситуации поиск необходимой инструкции по управлению и ее реализация представляется в рассматриваемой концепции процессом вторичным,

Совершенно очевидно, что эта базовая совокупность деревьев отказов не охватывает всех возможных случаев аварийных ситуаций. Отбрасывание наименее вероятных путей развития аварий вовсе не означает, что такие пути их развития исключены. Как раз наоборот, опыт аварий на АС показывает, что такой подход не имеет права на гарантированное применение, поскольку очень часто реальные пути протекания аварий отклоняются от предсказанных в руководствах по управлению в условиях аварий.

Принципиальная невозможность создания инструкций на все возможные случаи развития аварийных ситуаций в заданной концепции пытались некоторым образом компенсировать созданием соответствующих локальных центров технической поддержки деятельности операторов в аварийных ситуациях. В некоторых странах для этой же цели созданы еще общенациональные центры поддержки деятельности операторов на АС, в которые можно обращаться, например, если локальный центр поддержки не нашел приемлемого решения в сложившейся ситуации. Такая разветвленная сеть информационной и профессиональной поддержки операторской деятельности, как предполагается, некоторым образом гарантирует принятие решения необходимого для реализации в той или иной аварийной ситуации на АС.

Положительным аспектом такой концепции считалось то, что квалификацию оператора можно было иметь невысокой, примерно на уровне техника-оператора, который бы мог по подробно изложенным признакам ситуации ее распознать и, выбрав соответствующую инструкцию, реализовать ее по изложенному в ней алгоритму.

Как стало ясно впоследствии, именно эта жесткая регламентация действий оператора и его сравнительно низкий уровень профессиональной подготовки и привели к тяжелому развитию аварии на АЭС Три-Майл-Айленд-2, когда там возникла ситуация, не предусмотренная инструкциями. Операторы не сумели правильно идентифицировать сложившуюся ситуацию и поэтому их последующие действия усугубили развитие аварии [1].

Другая концепция, базирующаяся на определяющей роли оператора и большом доверии к нему при управлении в нестандартных ситуациях, характерна для отечественного опыта эксплуатации АЭС, Операторы отечественных АЭС, как правило, являются специалистами с высшим образованием, имеющими хорошую инженерно-физическую подготовку, разбирающиеся в основах физических процессов установки и знающие средства автоматизации и их возможности. Опыт эксплуатации отечественных АЭС показал, что операторы, как правило, хорошо справлялись с управлением в сложных ситуациях, выходящих за рамки действующих инструкций,

Тренировочный процесс оператора, соответствовавший этой концепции, базировался на широком спектре ситуаций, в котором оператору не только предлагалось идентифицировать ситуацию, но и самостоятельно принять и реализовать правильное решение. Опыт Чернобыльской аварии выявил однако, что и у этой концепции имеется существенный недостаток, заключающийся в чрезмерной самостоятельности оператора, Эта самостоятельность в сочетании с другими элементами концепции получившими в дальнейшем определение как недостаток культуры безопасности (Л2) сыграла решающую роль в создании аварии на Чернобыльской АЭС, когда перед оперативным персоналом была поставлена задача "провести испытание энергоблока 4 при отключении турбогенератора от энергосети". Высокая эрудиция и глубокие знания физических процессов придают оператору излишнюю самоуверенность и смелость, Эта смелость персонала Чернобыльской АЭС психологически была

подкреплена благополучным опытом эксплуатации в течении длительного времени, Поэтому, когда возникла нестандартная ситуация при проведении эксперимента на 4-ом энергоблоке Чернобыльской АЭС, то вместо того, чтобы прекратить проведение эксперимента, он был проведен в недопустимых для него условиях, что привело к аварии.

Проведение эксперимента с отключением блока 4 от энергосети на Чернобыльской АЭС длительное время откладывалось из-за возможности продолжения процесса выработки электроэнергии и, когда такая возможность практически была исчерпана, было дано распоряжение на проведение этого эксперимента в строго определенные сроки. Стремление операторов непременно провести его в установленные сроки заставило их опираясь на свои знания решиться на проведение эксперимента в условиях, не предусмотренных программой.

Нельзя не отметить гот важный факт, который сыграл не последнюю роль в этой аварии - это противоречащее нормальным представлениям о культуре безопасности финансовое стимулирование деятельности операторов всех отечественных АС. Дело в том, что деятельность оперативного персонала управления блоками АС стимулируется в зависимости от выработки электроэнергии, т.е. оператор, с точки зрения оплаты его труда, не заинтересован в безусловном выполнении требований безопасности, поскольку срыв выполнения плана выработки электроэнергии из-за непредвиденного аварийного останова блока может отразиться на. его бюджете. Это приводит естественно к тому, что оператор решается на аварийный останов блока только в редких случаях, когда другого выхода нет,

Накопленный опыт по аварийным ситуациям на АС и мировая практика показывают, что оперативный персонал управления блоками АС должен стимулироваться за соблюдение требований безопасности АС. В настоящее время во всех странах имеющих атомную энергетику получает широкое применение документ МАГАТЭ "Культура безопасности", серия безопасности N 75-INSAG, в котором этот принцип оплаты деятельности

оперативного персонала управления является одним из основных, Переход на такое стимулирование деятельности операторов на отечественных АС давно назрел и требует незамедлительного решения.

Анализ деятельности операторов, осуществляемый для получения вероятности совершения им ошибок при управлении, показывает, что его деятельность может быть подразделена на следующие виды, которые базируются на навыках, на правилах и на знаниях. Представленное на рис.1 распределение вероятности совершения ошибки оператором в зависимости от вида его деятельности показывает, что, при одном и том же времени на принятие решения и реализацию действий, деятельность по навыкам наиболее надежна, а деятельность оператора, основанная на знаниях менее надежна (Л.З). Этим, очевидно, и была обусловлена упомянутая выше западная концепция оператора, поскольку деятельность оператора, базирующаяся на навыках и правилах, соответствует строго регламентированным инструкциям и она хорошо поддается тренингу.

Безусловно то, что для хорошо проанализированных проектных аварий руководства по управлению для операторов должны быть более алгоритмизированы, чем для запроектных аварий. Однако не имеет смысла доводить их до множества очень детально проработанных сценариев, поскольку это может привести к потере тех интеллектуальных преимуществ, которые дает использование человека-оператора в управлении при ориентации его деятельности на знания. Жесткая алгоритмизация деятельности оператора, практически превращает его в робота-придатка средств автоматизации, сводит к минимуму тот интеллектуальный потенциал его знаний и возможностей, который пока еще недоступен средствам автоматизации. Однако для реализации интеллектуальных возможностей человека-оператора его деятельность должна быть, в первую очередь, сбалансирована по психофизиологическим нагрузкам, Это достигается не только оценками его подготовки по медицин-

ским и профессиональным показателям, но и по эргономическому и информационному видам обеспечения его деятельности, (л.3,4) Оптимизация деятельности человека-оператора становится сейчас одной из ключевых задач, определяющих безопасность работы энергоблоков АС.

При возникновении ситуации, не предусмотренной имеющимися инструкциями, как это имело место на АЭС "Три-Майл-Айленд-2", оператор вынужден действовать в условиях незнакомой для него ситуации. Для таких ситуаций более предпочтительной является деятельность, ориентированная на знания.

Современное развитие интеллектуальных средств автоматизации, базирующееся на концентрации и изучении экспертных знаний человека показывает, что возможности его ассоциативного и эвристического мышления позволяют ему принимать правильные решения для действий в принципиально не формализуемых ситуациях, к которым правомерно относятся аварии на энергоблоках АС. (л,5)

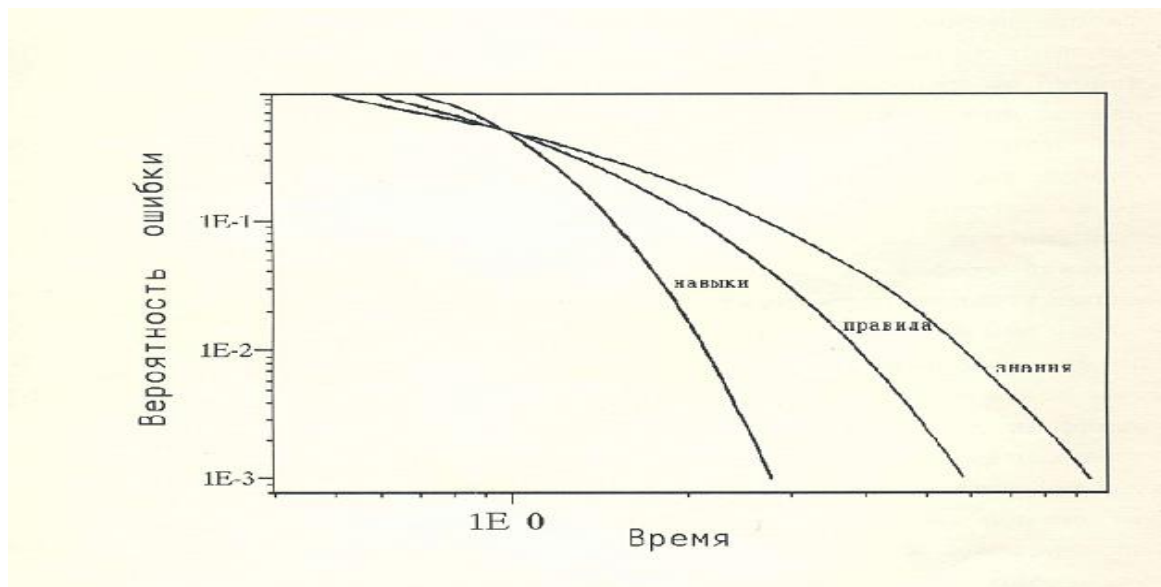


Рис. 1 Характеристики надежности действий операторов в зависимости от основы их деятельности (по данным EPRI)

Как видно по рис.1 использование деятельности оператора, базирующейся на знаниях, в смысле надежности, можно считать альтернативой деятельности по навыкам и по правилам только при наличии резерва времени для принятия решения в той или иной ситуации. Отечественная концепция деятельности оператора, в этом смысле близка к этому подходу. Нормативные документы по безопасности регламентируют наличие технических мер, препятствующих вмешательству оператора в автоматические действия управляющих систем безопасности в течении 10 - 30 минут именно с целью предоставления времени для оценки складывающейся ситуации и принятия взвешенного решения по управлению. Таким образом, создаваемая за счет времени повышенная надежность оператора, базирующаяся на знаниях, становится главным аргументом за применение такой его деятельности при запроектных авариях,

Изменения в концепции оператора на западе, после аварии на АЭС Три-Найл-Айленд-2 привели к появлению так называемых симптомно-ориентированных руководств для действий оператора при авариях, которые по существу базируются на его деятельности на знаниях.

На отечественных АС, со своей стороны, появилась тенденция к введению большей алгоритмизации действий оператора по аналогии с прежними западными подходами. Важно, чтобы эта тенденция в изменении отечественной концепции оператора не была чрезмерной и развивалась с учетом встречных изменений происходящих в западной концепции.

Результаты анализа деятельности операторов в авариях на АС породили тенденцию к сближению двух концепций в вопросе определения роли оператора при управлении в аварийных ситуациях, т.е. повышения степени доверия и квалификации оператора в западной концепции и разумного ограничения деятельности отечественных операторов, путем более жесткой регламентации и разработки симптомно-ориентированных руководств, рекомендуемых определенных стратегии действий оператору в сложных ситуациях, которые основываются на базе его

знаний о возможностях объекта управления и его систем автоматизации.

База знаний оператора об объекте должна содержать сведения не только о проектных характеристиках технологического оборудования блока АС, но также знания о его возможностях особенно в части осуществления таких важных для безопасности функций как расхолаживание, осуществление резервной подпитки контуров расхолаживания, знания потенциальных возможностей электроснабжения собственных нужд, а также способов восстановления каналов информации и управления исполнительными органами, важными для безопасности. Эти знания должны формироваться у оператора в процессе его обучения, при непосредственном управлении технологическими процессами блока АС и при контрольных проверках его квалификации,

Именно в соответствии с такой концепцией в Госатомнадзоре России разрабатываются требования к руководствам по управлению тяжелыми запроектными авариями. Самым принципиальным моментом в таких руководствах для оперативного персонала управления является то, что они представляют собой не столько инструктивный материал, который необходимо усваивать, а затем ему следовать, сколько своего рода учебное пособие, позволяющее оператору более глубоко понять особенности конкретного блока АС и использовать эти знания для целенаправленной деятельности в ситуациях, когда не удастся однозначно идентифицировать ситуацию. Выпуск этого руководства является итогом размышлений над созданием более сбалансированной концепции деятельности оперативного персонала при запроектных авариях,

Таким образом, можно считать, что концепция деятельности операторов АС приобретает более сбалансированное, подкрепленное практикой содержание, которое позволит выйти на более высокий уровень осмысления их деятельности в аварийных условиях.

Литература

1. Конференция МАГАТЭ по современным проблемам безопасности АЭС, Обзор, Букринский А.М, , Полетаев Г.М. , Сидоренко В, А. , Атомная энергия, т,50, вып,4, 1981г., стр. 293-296.
2. The Chernobyl Accident. Updating INSAG-1. A report by the International Nuclear Safety advisory group, Safety Series N75 – 1INSAG-7, IAEA, Vienna, 1992.
3. Психологические методы в работе с кадрами на АЭС. Абрамова В.Н., Белехов В.В., Вельская Е.Г. и др. -М., Энергоиздат,1988г
4. Психологические исследования деятельности человека-оператора и их техническое обеспечение. Сб. статей, - М., Наука, АН, СССР, Институт высшей нервной деятельности и нейрофизиологии
5. Справочник "Искусственный интеллект" Кн.1. под ред, профессора Э.В.Попова. -М., Радио и связь, 1990 г

4.3. «КАДРЫ РЕШАЮТ ВСЕ»

*(Атомная стратегия,
№ 52, 2011 г.)*

«Кадры решают все» - это крылатое выражение, возникшее в Советском Союзе в период индустриализации 30-тых годов прошлого столетия, сохраняет свою актуальность и в настоящее время. Оно справедливо как в государственном масштабе, так и в масштабе отдельных отраслей и даже отдельных предприятий, особенно таких опасных как атомные электростанции.

Аварийные события, происшедшие недавно в Японии на атомной электростанции Фукусима Дайичи, опять заставляют задуматься о роли человека-оператора в подобных ситуациях. В средствах массовой информации эту аварию часто сравнивают с аварией в 1979 г. на АЭС Три Майл Айленд в США, хотя там реакторная установка была другого типа и развивалась авария иначе. Тем не менее, у них есть некоторые общие черты, в частности в поведении операторов.

На конференции МАГАТЭ в Стокгольме по проблемам безопасности АЭС, состоявшейся вскоре после аварии на АЭС Три Майл Айленд, обзор которой был представлен в [1], различным аспектам этой аварии уделялось много внимания, в том числе, вопросам взаимодействия человека и машины. При этом отмечалось, что опыт этой аварии выявил недостатки в действовавшей тогда в западных странах концепции, когда при управлении инженерными устройствами предпочтение отдавалось средствам автоматизации, а действия человека заранее программировались и строго ограничивались инструкциями. Когда на Три Майл Айленд возникла ситуация, не предусмотренная инструкциями, то операторы не сумели правильно оценить состояние реактора и своими действиями усугубили развитие аварии. На конференции отмечалась необходимость более глубокой подготовки операторов. Они должны знать не только отработанные эксплуатационные процедуры, но и хорошо разбираться в процессах, чтобы правильно действовать в непредвиденных ситуациях. Таким образом, в концепции человек-машина на конференции наметилась тенденция к трансформации в сторону бо-

лее широкого использования гибкости человеческого ума и повышения роли личности, способной при соответствующей подготовке разумно действовать в сложных обстоятельствах.

Этот вопрос также был рассмотрен в докладе Госатомэнергонадзора СССР [2], представленном на другую конференцию МАГАТЭ после чернобыльской аварии. Рассматривая указанные выше итоги конференции в Стокгольме, в этом докладе указывалось, что тот подход к деятельности оператора, тенденция трансформации к которому наметилась на этой конференции, всегда отличал концепцию оператора в Советском Союзе. В Советском Союзе операторы блочного пункта управления являясь, как правило, специалистами с высшим образованием, имеющим обширную инженерно-физическую подготовку и хорошо разбирающиеся в сложных физических процессах на установке и в оборудовании, всегда хорошо справлялись со сложными ситуациями, выходящими за рамки инструкций.

Главная беда деятельности эксплуатационного персонала в Советском Союзе, приведшая к чернобыльской аварии, заключалась в мотивированности его на выполнение плана и производство электроэнергии, что считалось главным интересом дела. В условиях, когда недостатки и слабые места установки от персонала скрывались, как очень наглядно было показано в недавно опубликованной на сайте rgoatom.ru статье В. И. Борца [3], это могло приводить к необоснованному риску, якобы в интересах дела, что и привело к тяжелой аварии на Чернобыльской АЭС. Такая ситуация в деятельности эксплуатационного персонала была рассмотрена при анализе причин чернобыльской аварии Международной консультативной группой по ядерной безопасности (INSAG) МАГАТЭ в 1986 г. и квалифицирована как недостаток (а вернее сказать как отсутствие) культуры безопасности. Первое определение этого понятия было дано позже, в отчете INSAG-4 [4] в 1991 г.:

«Культура безопасности - это такой набор характеристик и особенностей в деятельности организаций и людей, который

устанавливает, что проблемам безопасности атомной электростанции, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание в соответствии с их значимостью».

Исходя из этого определения, а также из основных принципов культуры безопасности, сформулированных в упомянутом выше отчете, эксплуатационный персонал АЭС должен быть мотивирован на безопасность, как на приоритетную задачу и именно это должно являться его главным интересом дела. Для работы персонала должна быть создана обстановка, в которой он мог бы чувствовать себя свободным поднимать вопросы безопасности перед администрацией станции, не боясь быть наказанным. Создание такой обстановки - задача администрации станции, которая сама во всех своих действиях должна демонстрировать приверженность культуре безопасности, поддерживая тем самым в персонале убеждение, что безопасность действительно является главным приоритетом. Социально-бытовые условия жизни эксплуатационного персонала, которые тоже зависят от администрации, должны быть достойными, чтобы персонал чувствовал свою значимость и мог всецело отдаваться указанной выше приоритетной задаче, а не думать о том, как прокормить семью, или что-либо в этом роде. Персонал должен хорошо знать свою установку, её слабые места и недостатки и быть подготовленным к действиям в непредвиденных обстоятельствах без недопустимого риска. Такие действия должны проводиться на основе «знаний» [5], ибо выработать «навыки» или «правила» на все случаи жизни просто невозможно. Для этого постоянно должна проводиться соответствующая подготовка и переподготовка персонала.

Вместе с тем, приоритет безопасности противоречит той цели, ради которой была построена АЭС. Поэтому и персонал, и, особенно, администрация АЭС постоянно работают в условиях конфликта интересов. Для разрешения этой проблемы необходим независимый административно и финансово от владельцев АЭС и её администрации атомный надзор, который являясь «государевым оком», имеет главную задачу - защищать

интересы общества, которое может пострадать в случае ядерной аварии. У этого органа нет других целей деятельности, кроме безопасности и здесь приоритет безопасности не вступает в противоречие с какими либо другими интересами. Нормальная работа и сотрудничество эксплуатационного персонала АЭС и независимого атомного надзора – вот гарантия того, что атомная станция будет эксплуатироваться безопасно.

Из того, что известно о развитии событий на АЭС Фукусима Дайичи, складывается впечатление, что после того как в результате землетрясения и цунами возникла нештатная ситуация с потерей всех источников электроснабжения, персонал станции почувствовал себя растерянным и не готовым к действиям в ситуации, которая, по-видимому, не была предусмотрена в соответствующих руководствах. Можно предположить, что на этой станции концепция человек-машина не была в достаточной степени трансформирована в сторону более широкого использования гибкости человеческого ума, как об этом говорилось на стокгольмской конференции МАГАТЭ после аварии на АЭС Три Майл Айленд.

Авария на АЭС Фукусима Дайичи побудила все страны, имеющие атомные электростанции, вернуться к оценкам их безопасности. Это необходимо сделать и в России.

Сейчас часто можно слышать заявления должностных лиц разного уровня, что такой аварии, как произошла на АЭС Фукусима Дайичи, в России произойти не может, ибо мы извлекли уроки чернобыля. Вряд ли с этим можно согласиться. Да, на всех российских атомных станциях произведены большие реконструкционные работы с целью повышения их безопасности. Новые станции сооружаются по более совершенным проектам, в которых даже предусмотрены ловушки для расплавленного ядерного топлива на случай тяжелой заштатной аварии. Однако все это не гарантирует безопасность, ибо какой бы ни была техника, определяющим фактором безопасности всегда является человек, её эксплуатирующий. На плохой технике можно

работать безопасно, а на любой хорошей технике можно попасть в тяжелую аварию.

Человеческий фактор всегда играл важную роль в обеспечении безопасности использования атомной энергии. В отчете OECD [6], посвященном вызовам ядерному регулированию, обусловленным человеческим фактором, отмечается, что по данным системы докладов об инцидентах МАГАТЭ/NEA отказы, связанные с действиями человека на ядерных установках, вносят вклад в 48 % событий. При этом приблизительно 63 % событий, о которых сообщалось, произошли во время эксплуатации на мощности и 37 % во время останова.

По обзору событий, сообщенных через Международную шкалу ядерных событий (ИНЕС) за последние десять лет, большинство событий с уровнем 2 и выше приписывается причинам, связанным с работой человека.

На основе событий, о которых сообщалось в упомянутой системе докладов об инцидентах, вклад человеческих причин за прошлые 20 лет немного увеличился, приблизительно от 45 % в 1980-ые до 55 % в более поздние годы. В определенной мере это обусловлено тем, что за эти годы имело место существенное улучшение ядерной технологии, и относительный вклад технических причин в безопасность соответствующих событий уменьшился.

Таким образом, качество технологий – это только половина дела в обеспечении безопасности АЭС. Вторая половина – это человеческий фактор. Без оценки его состояния нельзя судить о безопасности АЭС.

В последние годы в мире развивается тенденция ввода конкуренции на рынках электроэнергии. Влиянию её на ядерное регулирование посвящен отчет OECD [7]. В нем сказано, что поскольку разворачивание такой конкуренции оказалось неизбежным, становится ясно, что конкурентное давление может создать множество вызовов безопасности как для операторов

атомных электростанций, так и для регуляторов ядерной безопасности, т.е. для атомного надзора. Сейчас эта тема особенно актуальна для России на её нынешнем этапе развития.

Особенностью атомных электростанций является то, что они имеют низкие топливные и высокие капитальные затраты по сравнению со станциями ископаемого топлива. В последние годы топливные затраты станций на угле и природном газе существенно уменьшились и это усилило конкурентное давление на атомные станции. Это, в свою очередь, принудило ядерных операторов уменьшать затраты во всех областях, но особенно сосредоточиться на сокращении эксплуатационных затрат и затрат на техническое обслуживание. Параллельно с сокращением затрат, многие ядерные операторы сосредоточились на том, чтобы увеличивать производство электроэнергии, модернизируя станцию, повышая коэффициенты использования мощности и стремясь продлить их сроки службы.

Реакция ядерных операторов на рыночную конкуренцию может привести либо к пользе для безопасности, либо к вызовам. Например, по данным ОЕСД известны случаи более эффективной организации рабочих процессов, лучшего планирования вывода из работы оборудования и лучшего общего руководства ежедневной эксплуатацией на некоторых станциях. Это положительно влияет на безопасность. Но есть и другие примеры - существенных сокращений персонала, большего использования менее квалифицированных подрядчиков, повышенного использования технического обслуживания на ходу, поставок более дешевого, но менее качественного оборудования.

Сокращение персонала станции и привлечение третьих лиц для выполнения некоторых работ специалистами организаций подрядчика может рассматриваться как нормальное деловое решение в ответ на конкурентное давление рынка. Однако эффектом этого может стать потеря технической компетентности и ресурсов в организации оператора. Этому может способствовать растущая вера среди остающихся работников, что ад-

министрация станции придает возрастающий приоритет экономике над безопасностью.

Использование подрядчиков не обязательно является вызовом безопасности. Операторы использовали подрядчиков для специализированных задач и общей поддержки в течение многих лет. Вызов безопасности возникает тогда, когда использование подрядчиков становится настолько распространенным, что персоналу оператора становится трудно контролировать их работу и он теряет её понимание и, в конечном счете, теряется профессиональная способность организации оператора эффективно управлять этими процессами.

Проблемы, создающие экономическое давление на операторов при рыночной экономике, подобны традиционным проблемам, которые имели место в течение многих лет и раньше. Однако под влиянием рыночной конкуренции давление на операторов становится более интенсивным и постоянным и может привести к подавлению у персонала желания быть приверженным приоритету безопасности. Суммарным воздействием этих прямых вызовов может быть ухудшение состояния безопасности.

В России все это усугубляется масштабами коррупции во всех сферах деятельности и на всех уровнях, ухудшением социально-бытовой обеспеченности эксплуатационного персонала по сравнению с тем, что было в Советском Союзе, потерей его защищенности от возможностей произвола администрации, которая тоже была в советское время.

Только независимый атомный надзор способен защитить эксплуатационный персонал в целом и его ключевых специалистов, получающих разрешения на определенные виды деятельности, устанавливая в условиях действия лицензий на эксплуатацию требования по соблюдению всех элементов культуры безопасности, включая и те, которые были описаны выше.

К сожалению, начиная с реформы 2004 г., когда Госатомнадзор России бы объединен с другими органами надзора, он был серьезно ослаблен и продолжает ослабляться до настоящего

времени неразумным распространением на атомную отрасль общехозяйственных законов, приравнивая тем самым атомную станцию к обыкновенному пивному ларьку. Это совершенно недопустимо. Почему-то оказалось недостаточным отрицательного опыта подобного объединения во времена Советского Союза и потребовалось его повторить. И теперь мы имеем то, что имеем. Потребовалась авария на Саяно-Шушенской ГЭС, чтобы исправить одну из ошибок этого ряда и вернуть Ростехнадзор в прямое подчинение Правительства. Какие еще нужны аварии, чтобы исправить все остальные ошибки и вернуть атомному надзору России его нормальное состояние, когда он будет способен выполнять свои функции так, как того требуют международные стандарты МАГАТЭ? А пока число учетных нарушений на атомных станциях растет, на АЭС с реакторами РБМК к эксплуатации продолжают допускаться трубопроводы контура циркуляции теплоносителя с трещинами, в течение длительного времени сохраняются другие проблемы безопасности АЭС, а заработная плата инспектора атомного надзора на АЭС остается на уровне заработной платы уборщицы на той же станции.

Неужели же аварии на АЭС Фукусима Дайичи, в такой высоко технологичной стране как Япония, за развитием которой все с волнением наблюдали в последнее время, окажется недостаточно, чтобы исправить допущенные ошибки и изменить существующее положение? К сожалению, от заклиний различных представителей Росатома о том, что у нас такого быть не может, реальное положение дел с безопасностью не изменяется. Кстати, почему то Правительству о безопасности АЭС докладывают владельцы АЭС, а не атомный надзор, как того требуют стандарты МАГАТЭ. Это тоже относится к культуре безопасности, а вернее к её отсутствию. И все это упирается в человеческий фактор – «кадры решают все». Какие кадры - такие и решения.

Литература

1. Букринский А. М., Полетаев Г. Н., Сидоренко В. А. Конференция МАГАТЭ по современным проблемам безопасности

- АЭС. Атомная энергия, том 50, вып. 4, 1981.
2. Алексашин П. П., Букринский А. М., Ковалевич О. М., Малышев В. М., Сидоренко В. А., Развитие требований по безопасности и системы государственного надзора как основы безопасного развития ядерной энергетики. Атомная энергия том 63, вып.5, 1987.
 3. Борец В. И., Как готовился взрыв Чернобыля, Атомная стратегия № 51, февраль 2011.
 4. МАГАТЭ. Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-4, Культура безопасности. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности, Вена, 1991.
 5. Алпеев А. С., Букринский А. М., О рациональной концепции деятельности операторов АС. Атомная энергия, том 75, вып. 5, 1993.
 6. NEA (2004), Nuclear Regulatory Challenges Related to Human Performance, OECD, Paris.
 7. NEA (2001), Nuclear Regulatory Challenges Arising from Competition in Electricity Markets, OECD, Paris.

5. ЗАРУБЕЖНЫЙ ОПЫТ

5.1. СТАНДАРТЫ МАГАТЭ

5.1.1 НОВАЯ СТРУКТУРА СТАНДАРТОВ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 4, 2009 г)*

В мае 2009 года на интернет-сайте МАГАТЭ была опубликована новая структура стандартов МАГАТЭ по безопасности [1]. Стандарты МАГАТЭ отражают наилучший опыт и практику стран, использующих атомную энергию, и в качестве одной из главных задач предназначены для поддержки формирования соответствующей национальной нормативной базы. Стандарты МАГАТЭ постоянно улучшаются, совершенствуется их структура. Действующая в настоящее время система стандартов, относящаяся к серии Safety Standard Series (серия стандартов по безопасности, сокращенно SSS) разрабатывается с 1996 года. Основная цель этой разработки заключалась в том, чтобы на основе общего подхода охватить все виды установок и деятельности, поскольку в предыдущих сериях стандарты для отдельных видов установок и деятельности разрабатывались, в известной мере, изолированно.

С этой целью вместо ранее существовавших трех стандартов был разработан единый стандарт высшего уровня SF-1 [2], устанавливающий цели и основные принципы безопасности.

Однако этот стандарт был издан только в 2006 году. К этому времени уже было разработано много других стандартов данной серии. Уже одного этого было бы достаточно для пересмотра всей серии. Вместе с тем, выполненная разработка показала наличие возможностей для дальнейшего совершенствования структуры стандартов за счет объединения сходных или одинаковых требований и рекомендаций для различных типов установок и видов деятельности. По этой причине еще до полного завершения разработки стандартов серии SSS начался их пересмотр с существенным изменением структуры. С краткой информацией об истории разработки стандартов МАГАТЭ и структурой последней разрабатывавшейся серии можно ознакомиться в работе [3], в которой два основных стандарта МАГАТЭ по АЭС сравниваются с соответствующими российскими нормативными документами.

Пирамида стандартов МАГАТЭ новой структуры

Классическая пирамида стандартов МАГАТЭ новой структуры представлена на Рис.1. Наверху пирамиды находятся основы безопасности (Safety Fundamentals, SF), которые, как, отмечалось выше, устанавливают цели и принципы безопасности. Далее следуют общие требования по безопасности (General Safety Requirements, GSR), которые применимы ко всем установкам и деятельности. Затем идут конкретные требования по безопасности (Specific Safety Requirements, SSR), которые применимы к конкретным установкам и деятельности. Замыкают пирамиду общие руководства по безопасности (General Safety Guides, GSG), которые применимы ко всем установкам и деятельности и конкретные руководства по безопасности (Specific Safety Guides, SSG), которые применимы к конкретным установкам и деятельности.



Рис.1 Пирамида стандартов безопасности МАГАТЭ

Разработка требований по безопасности

Общие требования по безопасности охватывают семь тем:

- правительственная, законодательная и регулирующая основа безопасности;
- руководство и управление в целях безопасности;
- радиационная защита и безопасность радиационных источников;
- обращение с радиоактивными отходами перед захоронением;
- оценка безопасности для установок и деятельности;
- вывод из эксплуатации и прекращение деятельности;
- аварийная готовность и реагирование.

В предыдущей серии стандартов общими требованиями охватывались только четыре темы.

Конкретные требования по безопасности охватывают следующие шесть тем:

- оценка площадки для ядерных установок;
- безопасность атомных электростанций, проектирование и эксплуатация;
- безопасность исследовательских реакторов;
- безопасность установок ядерного топливного цикла;
- безопасность установок захоронения радиоактивных отходов;
- безопасность транспортировки радиоактивных материалов.

Подробная информация о стандартах, содержащих требования, приведена в таблице 1. Так же как и для стандартов, содержащих руководства, для каждого стандарта указана область его распространения на виды установок и деятельности. Для этого использованы сокращения их оригинальных наименований:

- NPP- Nuclear Power Plants (атомные электростанции);
- RR – Research Reactors (исследовательские реакторы);
- FCF - Fuel Cycle Facilities (установки ядерного топливного цикла);
- WDF - Waste Disposal Facilities (установки захоронения радиоактивных отходов);
- RS – Radiation Sources (радиационные источники);
- M/MA - Mining/Milling Activities (деятельность по добыче и обработке руды);
- TRM - Transport of Radioactive Material (транспортировка радиоактивных материалов).

Разработка руководств по безопасности

Общие и конкретные руководства по безопасности охватывают следующие семь видов установок и деятельности:

- атомные электростанции;
 - исследовательские реакторы;
 - установки ядерного топливного цикла;
 - установки захоронения радиоактивных отходов;
 - радиационные источники;
 - добыча и переработка руды;
 - транспортировка радиоактивных материалов.
- Всего предусматривается разработка 83 руководств по безопасности. Подробная информация о разрабатываемых руководствах приведена в таблице 2.

Все руководства обозначены номерами и сокращениями оригинальных наименований их типа, которые указаны в заголовках таблиц. Для конкретных руководств предусматривается разработка четырех типов:

- по темам;
- по установкам;
- по деятельности;
- без указания типа.

Для всех руководств указаны предшествующие документы, на основе которых они разрабатываются. Это уже разработанные стандарты предыдущей серии (GS, NS, RS, WS TS), проекты разрабатывающихся стандартов (DS) и некоторые стандарты других серий. До завершения разработки новых стандартов следует пользоваться предыдущими сериями.

Таблица 1

**Стандарты, содержащие требования по безопасности, общие (General Safety Requirement, GSR)
и конкретные (Specific Safety Requirement, SSR)**

Индекс	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M/MA	TRM	
GSR Part 1	Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety (Правительственная, законодательная и регулирующая основа безопасности)	+	+	+	+	+	+	+	DS 415, GS-R-1
GSR Part 2	Leadership and Management for Safety (Руководство и управление в целях безопасности)	+	+	+	+	+	+	+	GS-R-3
GSR Part 3	Radiation Protection and Safety of Radiation Sources (Радиационная защита и безопасность радиационных источников)	+	+	+	+	+	+	+	DS-379, SS-115
GSR Part 4	Safety Assessment for Facilities and Activities (Оценка безопасности для установок и деятельности)	+	+	+	+	+	+	+	Стандарт разработан
GSR Part 5	Predisposal Management of Radioactive Waste (Обращение с радиоактивными отходами перед захоронением)	+	+	+	+	+	+	+	Стандарт разработан
GSR Part 6	Decommissioning and Termination of Activities (Вывод из эксплуатации и прекращение деятельности)	+	+	+	+	+	+	+	WS-R-5

Индекс	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M/MA	TRM	
GSR Part 7	Emergency Preparedness and Response (Аварийная готовность и реагирование)	+	+	+	+	+	+	+	GS-R-2
SSR 1	Site Evaluation for Nuclear Installations (Оценка площадки для ядерных установок)	+	+	+					NS-R-3
SSR 2.1	Design and Construction of Nuclear Power Plants (Проектирование и строительство атомных электростанций)	+							DS 414, NS-R-1
SSR 2.2	Commissioning and Operation of Nuclear Power Plants (Ввод в эксплуатацию и эксплуатация атомных электростанций)	+							DS 413, NS-R-2
SSR 3	Safety of Research Reactors (Безопасность исследовательских реакторов)		+						NS-R-4
SSR 4	Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities (Безопасность установок ядерного топливного цикла)			+					NS-R-5
SSR 5	Safety of Radioactive Waste Disposal Facilities (Безопасность установок захоронения радиоактивных отходов)				+				DS354, WS-R-1 и WS-R-4
SSR 6	Regulation for the Safety Transport of Radioactive Material (Регулирование безопасности транспортировки радиоактивных материалов)							+	TS-R-1

Таблица 2

Стандарты, содержащие Руководства по безопасности, общие (General Safety Guides, GSG), применимые ко всем установкам и деятельности, и конкретные – по темам, установкам, деятельности и без указания типа (Topic Specific Safety Guides – TSSG, Facility Specific Safety Guides -FSSG, Activity Specific Safety Guides - ASSG, Specific Safety Guides - SSG), применимые к конкретным установкам и деятельности.

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
GSG 1	Establishing a National Safety Infrastructure (Установление национальной инфраструктуры по безопасности)	+	+	+	+	+	+	+	DS 424, RS-G-1.4
GSG 2	Regulatory Control of Facilities and Activities (Контроль регулирующим органом установок и деятельности)	+	+	+	+	+	+	+	GS-G-1.1, GS-G-1.2, GS-G-1.3, GS-G-1.4, GS-G-1.5, WS-G-2.3, WS-G-5.1, DS113, DS416, DS 429
GSG 3	Categorization of Radioactive Sources (Классификация радиоактивных источников)	+	+	+	+	+	+	+	RS-G-1.9
GSG 4	Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance (Применение концепций исключения облуче-	+	+	+	+	+	+	+	RS-G-1.7

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
	ния, источников и связанной с ними деятельности, изъятия материалов и объектов из под регулирующего контроля)								
GSG 5	Protection of the Public (Защита населения)	+	+	+	+	+	+	+	WS-G-2.3, DS421
GSG 6	Application of the Management System for Facilities and Activities (Применение систем административного управления для установок и деятельности)	+	+	+	+	+	+	+	GS-G-3.1, GS-G-3.2, GS-G-3.3, TS-G-1.4
GSG 7	Occupational Radiation Protection in Facilities and Activities (Защита от профессионального облучения на установках и при деятельности)	+	+	+	+	+	+	+	RS-G-1.1, RS-G-1.2, RS-G-1.3, RS-G-1.6, GS-G-3.2
GSG 8	Integrated Safety Assessment and Decision Making (Комплексная оценка безопасности и принятие решений)	+	+	+	+	+	+	+	WS-G-5.1, DS 365
GSG 9	Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection (Мониторинг внешней среды и источников в целях радиационной защиты)	+	+	+	+	+	+	+	RS-G-1.8

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
GSG 10	Criticality Safety for Nuclear Facilities and Activities (Безопасность критичности для ядерных установок и деятельности)	+	+	+	+	+	+	+	DS 407
GSG 11	Classification of Radioactive Waste (Классификация радиоактивных отходов)	+	+	+	+	+	+	+	DS 390
GSG 12	Predisposal Management of Radioactive Waste and Safety of Associated Facilities (Обращение с радиоактивными отходами перед захоронением и безопасность связанных с этим установок)	+	+	+	+	+	+	+	WS-G-2.5, WS-G-2.6, GS-G-3.2, WS-G-6.1, DS284
GSG 13	Arrangements for Preparedness for Nuclear or Radiological Emergencies (Организация аварийной готовности для ядерных или радиологических чрезвычайных ситуаций)	+	+	+	+	+	+	+	GS-G-2.1, SS109, DS 44
GSG 14	Arrangements for Response to Radiation Emergencies (Организация ответных действий при радиационных чрезвычайных ситуациях)	+	+	+	+	+	+	+	Нет
GSG 15	Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents (Процесс реабилитации территорий,	+	+	+	+	+	+	+	WS-G-3.1

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
	подвергшихся в прошлом деятельности и авариям)								
TSSG 16	Site Survey for Nuclear Facilities (Изыскание площадки для ядерных установок)	+	+	+	+				50-SG-S9
TSSG 17	Evaluation of Volcanic Hazards for Nuclear Facilities (Оценка вулканической опасности для ядерных установок)	+	+	+	+				DS 405
TSSG 18	Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Installations (Оценка сейсмической опасности для ядерных установок)	+	+	+					NS-G-3.3, DS 422
TSSG 19	Hydrological and Meteorological Hazards in Site Evaluation of Nuclear Installations (Гидрологическая и метеорологическая опасность при оценке площадки ядерных установок)	+	+	+					NS-G-3.4, NS-G-3.5, DS 417
TSSG 20	Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundations for Nuclear Facilities (Геотехнические аспекты оценки площадки и оснований для ядерных установок)	+	+	+	+				NS-G-3.6
TSSG 21	External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Facilities	+	+	+	+				NS-G-3.1

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
	(Вызванные человеком внешние события в оценке площадки для ядерных установок)								
TSSG 22	Construction of Nuclear Facilities (Строительство ядерных установок)	+	+	+	+				DS 349
TSSG 23	Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Installations (Проектирование системы охлаждения реактора и связанных систем для ядерных установок)	+	+	+					NS-G-1.9
TSSG 24	Design of Reactor Containment Systems and other Buildings for NPPs (Проектирование систем защитной оболочки и других зданий для АЭС)	+							NS-G-1.10
TSSG 25	Design of Safety related Auxiliary Systems for Nuclear Installations (Проектирование связанных с безопасностью вспомогательных систем для ядерных установок)	+	+	+					Нет
TSSG 26	Design of Electric Power Systems for Nuclear Installations (Проектирование электрических систем для ядерных установок)	+	+	+					NS-G-1.8
TSSG 27	Design of I&C Systems for Nuclear Installations (Проектирование систем	+	+	+					NS-G-1.1, NS-G-1.3

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
	контроля и управления для ядерных установок)								
TSSG 28	Protection against Internal and External Hazards in the Design of Nuclear Installations (Защита от внутренних и внешних опасностей в проекте ядерных установок)	+	+	+					NS-G-1.5, NS-G-1.6, NS-G-1.7, NS-G-1.11, NS-G-3.5
TSSG 29	Design of fuel storage systems in NPPs Проектирование систем топливо-хранения для АЭС)	+							NS-G-1.4
TSSG 30	Radiation Protection Aspects for the Design of NPPs (Аспекты радиационной защиты в проекте АЭС)	+							NS-G-1.13, NS-G-2.7
TSSG 31	Radioactive Waste Management Aspects for the Design of NPPs, Research Reactors and Waste Management Systems (Аспекты обращения с радиоактивными отходами в проекте АЭС, исследовательских реакторов и систем обращения с радиоактивными отходами)	+	+	+	+				SS 79, NS-G-1.13, NS-G-4.6, WS-G-2.1, DS402
TSSG 32	Fuel handling in NPPs (design and operation) (Обращение с топливом на АЭС(проектирование и эксплуатация))	+							NS-G-1.4, NS-G-2.5

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
TSSG 33	Design of Reactor Core for NPPs and Core Management (Проектирование активной зоны для АЭС и обращение с ней)	+							NS-G-1.12, NS-G-2.5
TSSG 34	Storage of Spent Fuel for Nuclear Facilities (Хранилища отработанного топлива для ядерных установок)	+	+	+	+				SS 116, SS117, DS 371
TSSG 35	Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Facilities (Классификация конструкций, систем и компонентов на ядерных установках)	+	+	+	+				DS 367
TSSG 36	Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Installations (Содержание отчета по анализу безопасности для ядерных установок)	+	+	+					GS-G-1.4, GS-G-4.1, DS 416
TSSG 37	Deterministic Safety Analyses and their Application for NPPs Design and Operation (Детерминистические анализы безопасности и их применение при проектировании и эксплуатации АЭС)	+							NS-G-1.2, DS 395
TSSG 38	Probabilistic Safety Assessment Design and Operation of NPPs (Вероятностный анализ безопасности в проекте и эксплуатации АЭС)	+							DS 393, DS 394

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
TSSG 39	Radiological Environmental Impact Analysis for Facilities and Activities (Анализ радиологического воздействия на окружающую среду для установок и деятельности)	+	+	+	+				NS-G-3.2
TSSG 40	Periodic Safety Review of NPPs Nuclear Installations (Периодическая оценка безопасности ядерных установок АЭС)	+	+	+					NS-G-2.10, DS 426
TSSG 41	Seismic Evaluation of Existing Nuclear Installations (Оценка сейсмичности существующих ядерных установок)	+	+	+					DS 383
TSSG 42	The Management System for Nuclear Facilities (Системы административного управления для ядерных установок)	+	+	+	+				NS-G-2.4, NS-G-2.8, NS-G-4.5, DS 349
TSSG 43	Commissioning of NPPs (Ввод АЭС в эксплуатацию)	+							NS-G-2.9
TSSG 44	Operation of NPPs (Эксплуатация АЭС)	+							NS-G-2.1, NS-G-2.2, NS-G-2.14, DS 388
TSSG 45	Modification and Maintenance of NPPs (Модификация и техническое обслуживание АЭС)	+							NS-G-2.3, NS-G-2.6, NS-G-2.12

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
TSSG 46	Feedback of Operating Experience for Nuclear Facilities (Обратная связь с опытом эксплуатации ядерных установок)	+	+	+					NS-G-2.11
TSSG 47	On-Site Emergencies for Nuclear Installations (Чрезвычайные ситуации на площадке ядерных установок)	+	+	+					DS 385
TSSG 48	Commissioning of Research Reactors (Ввод в эксплуатацию исследовательских реакторов)		+						NS-G-4.1
TSSG 49	Radiation Protection Aspects for the Design of Research Reactors (Аспекты радиационной защиты для исследовательских реакторов)		+						NS-G-1.13, NS-G-4.6, WS-G-2.1, DS 402
TSSG 50	Safety in the Utilization (Experiments) and Modification of Research Reactors (Безопасность использования (экспериментов) и модификации исследовательских реакторов)		+						DS 397, 35-G2
TSSG 51	Maintenance of Research Reactors (Техническое обслуживание исследовательских реакторов)		+						NS-G-4.2, DS412
TSSG 52	The Application of Graded Approach (Применение ранжированного подхода)		+						DS 351

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
TSSG 53	Licensing Documentation for Research Reactors (Лицензионная документация для исследовательских реакторов)		+						NS-G-4.4, DS 396, 35-G1
TSSG 54	Instrumentation and Control and Software Important to Safety for Research Reactors (Контроль и управление, программное обеспечение, важное для безопасности исследовательских реакторов)		+						Нет
TSSG 55	Core Management and Fuel Handling for Research Reactors (Управление активной зоной и обращение с топливом для исследовательских реакторов)		+						NS-G-4.3
FSSG 56	Uranium and MOX Fuel Fabrication Facilities (Установки для производства уранового и MOX топлива)			+					DS 317, DS 318
FSSG 57	Conversion and Enrichment Facilities (Установки для переработки и обогащения)			+					DS 344
FSSG 58	Reprocessing Facilities (Установки для переработки отработанного топлива)			+					DS 360
FSSG 59	Fuel Cycle Research and Development Facilities (Установки для исследований и развития топливного цикла)			+					DS381

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
TSSG 60	Decommissioning of Nuclear Installations (Вывод из эксплуатации ядерных установок)	+	+	+					WS-G-2.1, WS-G-2.4, DS 402, DS 404
TSSG 61	Decommissioning of Facilities Using NORM⁷ (Вывод из эксплуатации установок, использующих радиоактивные материалы естественного происхождения)					+	+		Нет
FSSG 62	Near Surface Disposal of Radioactive Waste (Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов)				+				DS 356, DS 357
FSSG 63	Geological Disposal of Radioactive Waste (Захоронение радиоактивных отходов в геологических структурах)				+				DS 334, DS 357, 111-G-4.1
FSSG 64	Boreholes Disposal of Radioactive Waste (Захоронение радиоактивных отходов в скважинах)				+				DS 335, DS 357
FSSG 65	Disposal of Radioactive Ores (Захоронение радиоактивной руды)				+				DS 357
TSSG 66	Management of Waste from the Use of Radioactive Material in Medicine, In-					+			WS-G-2.7

248

⁷ NORM- naturally occurring radioactive material (естественно встречающийся радиоактивный материал)

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
	dustry, Research, Agriculture and Education (Обращение радиоактивными отходами от использования радиоактивных материалов в медицине, промышленности, исследованиях, сельском хозяйстве и образовании)								
TSSG 67	Justification of Practices (scope to be précised in the title) (Обоснование практической деятельности (объем должен быть уточнен в заголовке))					+			DS 401
ASSG 68	Medical Uses of Ionizing Radiation (Медицинское использование ионизирующего излучения)					+			DS399
ASSG 69	Gamma, Electron and X ray Irradiation Facilities (Установки рентгеновского, электронного и гамма излучения)					+			DS 409
ASSG 70	Radiation Generators and Sealed Radioactive Sources (Генераторы излучения и закрытые радиационные источники)					+			RS-G-1.10
ASSG 71	Industrial Radiography Sealed (Промышленная радиография)					+			DS 408
ASSG 72	Radioisotope Production Facilities (Установки по производству радиоизотопов)					+			Нет

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
ASSG 73	Well Logging (Геофизические исследования скважин)					+			DS 419
ASSG 74	Nuclear Gauges (Ядерные измерители)					+			DS 420
ASSG 75	X-ray Generators and Sources Used for Inspection Purposes (Генераторы рентгеновского излучения и источники, используемые для целей инспекций)					+			Нет
ASSG 76	Radiation Sources in Research and Education (Радиационные источники для исследований и образования)					+			Нет
TSSG 77	Decommissioning of Medical, Industrial, Research, Agriculture and Education Facilities (Вывод из эксплуатации установок, используемых в медицине, промышленности, исследованиях, сельском хозяйстве и образовании)					+			WS-G-2.2, DS 403
SSG 78	Advisory Material for the Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (Рекомендательные материалы для регулирования безопасной транспортировки радиоактивных материалов)							+	TS-G-1.1
SSG 79	Schedules of Provisions of the IAEA Regulations for the Safe Transport of							+	DS 387

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность							Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	TRM	
	Radioactive Material (Списки положений регулирующих требований МА-ГАТЭ для безопасной транспортировки радиоактивных материалов)								
SSG 80	Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accidents Involving Radioactive Material (Планирование и подготовка противояварийных действий при транспортной аварии, включающей радиоактивные материалы)							+	TS-G-1.2
SSG 81	Radiation Protection Programme for the Safe Transport of Radioactive Material (Программа радиационной защиты для безопасной транспортировки радиоактивных материалов)							+	TS-G-1.3
SSG 82	Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material (Обеспечение соответствия для безопасной транспортировки радиоактивных материалов)							+	DS 327
TSSG 83	Radiation Protection in the Exploration, Mining and Mineral Processing Industries (Радиационная защита при изыска-							+	Нет

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

Тип и номер	Наименование документа	Установки и деятельность						Предшествующие документы
		NPP	RR	FCF	WDF	RS	M MA	
	ниях, добыче и в отраслях промышленности, перерабатывающих минеральное сырье)							

Перечень предшествующих документов

А. Серия стандартов по безопасности (Safety Standard Series, SSS)

1. GS-R-1 Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety (Законодательная и правительственная инфраструктура для ядерной и радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов и транспортировки, 2000)
2. GS-G-1.1 Organization and Staffing of the Regulatory Body for Nuclear Facilities (Организация и персонал регулирующего органа для ядерных установок, 2002)
3. GS-G-1.2 Review and Assessment of Nuclear Facilities by the Regulatory Body (Рассмотрение и оценка ядерных установок регулирующим органом, 2002)
4. GS-G-1.3 Regulatory Inspection of Nuclear Facilities and Enforcement by the Regulatory Body (Инспекции ядерных установок регулирующим органом и санкции, 2002)
5. GS-G-1.4 Documentation for Use in Regulating Nuclear Facilities (Документация, используемая при регулировании ядерных установок, 2002)
6. GS-G-1.5 Regulatory Control of Radiation Sources (Контроль регулирующим органом радиационных источников, 2004)
7. GS-R-2 Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency (Аварийная готовность и ответные действия для ядерных или радиологических чрезвычайных ситуаций 2002)
8. GS-G-2.1 Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency (Организация аварийной готовности для ядерных или радиологических чрезвычайных ситуаций 2007)
9. GS-R-3 The Management System for Facilities and Activities (Система административного управления для установок и деятельности, 2006)
10. GS-G-3.1 Application of the Management System for Facilities and Activities. (Применение системы административного управления для установок и деятельности, 2006)
11. GS-G-3.2 The Management System for Technical Services in Radiation Safety (Система административного управления для технических услуг в области радиационной безопасности, 2008)
12. GS-G-3.3 The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste (Система административного управления для переработки, обращения и хранения радиоактивных отходов, 2008)

13. GS-G-4.1 Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants (Форма и содержание отчета по анализу безопасности для атомных электростанций, 2004)
14. NS-R-1 Safety of Nuclear Power Plants: Design (Безопасность атомных электростанций. Проектирование, 2000)
15. NS-G-1.1 Software for computer based systems important to safety in NPPs (Программное обеспечение компьютерных систем, важных для безопасности АЭС, 2000)
16. NS-G-1.2 - Safety assessment and verification for nuclear power plants (Оценка и подтверждение безопасности для атомных электростанций, 2001)
17. NS-G-1.3 Instrumentation and control systems important to safety in NPPs (Системы контроля и управления, важные для безопасности АЭС, 2002).
18. NS-G-1.4 Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants (Проектирование систем обращения и хранения топлива для атомных электростанций, 2003)
19. NS-G-1.5 External events excluding earthquakes in the design of NPPs (Внешние события кроме землетрясений в проекте АЭС, 2003)
20. NS-G-1.6 Seismic design and qualification for NPPs (Сейсмическое проектирование и аттестация для АЭС, 2003)
21. NS-G-1.7 Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of NPPs (Защита от внутренних пожаров и взрывов в проекте АЭС, 2004)
22. NS-G-1.11 Protection against Internal Hazards other than fires and Explosions in the Design of NPPs (Защита от внутренних источников опасности кроме пожаров и взрывов в проекте АЭС, 2004)
23. NS-G-1.8 Design of emergency power systems for NPPs (Проектирование систем аварийного энергоснабжения для АЭС, 2004)
24. NS-G-1.9, Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants (Проектирование системы охлаждения реактора и связанных с ней систем для АЭС, 2004)
25. NS-G-1.10 10 Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants (Проектирование систем защитной оболочки для АЭС, 2004)
26. NS-G-1.12 Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants (Проектирование активной зоны реактора для АЭС, 2005)
27. NS-G-1.13 Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants (Аспекты радиационной защиты для атомных электростанций, 2005)

28. NS-R-2 Safety of Nuclear Power Plants: Operation (Безопасность атомных электростанций. Эксплуатация, 2000)
29. NS-G-2.1 Fire safety in operation of NPPs (Пожарная безопасность при эксплуатации АЭС, 2000)
30. NS-G-2.2 Operational limits and conditions and operating procedures for NPPs (Пределы и условия для эксплуатации и эксплуатационные инструкции для АЭС, 2000)
31. NS-G-2.3 Modifications to NPP (Модернизация на АЭС, 2000)
32. NS-G-2.4 The operating organization for NPPs (Эксплуатирующая организация для АЭС, 2001)
33. NS-G-2.5 Core management and fuel handling for NPPs (Организация работы с активной зоной и обращение с топливом на АЭС, 2002)
34. NS-G-2.6 Maintenance, surveillance and in-service inspection in NPPs (Техническое обслуживание, эксплуатационный надзор и инспекции при эксплуатации на атомных электростанциях, 2002)
35. NS-G-2.7 Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plants (Радиационная защита и обращение с радиоактивными отходами при эксплуатации на атомных электростанциях, 2002)
36. NS-G-2.8 Recruitment, qualification and training of personnel for NPPs (Подбор, квалификация и подготовка персонала для АЭС, 2002)
37. NS-G-2.9 Commissioning of NPPs (Ввод в эксплуатацию АЭС, 2003)
38. NS-G-2.10 Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants (Периодическая оценка безопасности атомных электростанций, 2003)
39. NS-G-2.11 A system for feedback of experience from events in nuclear installations (Система обратной связи с опытом эксплуатации о событиях на ядерных установках, 2006)
40. NS-G-2.12 Ageing Management for Nuclear Power Plants (Управление старением на атомных электростанциях, 2009)
41. NS-G-2.14 Conduct of Operations at Nuclear Power Plants (Ведение эксплуатации на атомных электростанциях, 2008),
42. NS-R-3 Site Evaluation for Nuclear Installations (Оценка площадки для ядерных установок, 2003)
43. NS-G-3.1 External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants (Вызванные человеком внешние события при оценке площадки для атомных электростанций, 2002)
44. NS-G-3.2 Dispersion of Radioactive Material in Air and Water and Consideration of Population Distribution in Site Evaluation for NPPs (Дисперсность радиоактивных веществ в воздухе и воде и учет распределения населения при оценке площадки для АЭС, 2002)

45. NS-G-3.3 Evaluation of Seismic Hazard for Nuclear Power Plants (Оценка сейсмической опасности для атомных электростанций, 2002)
46. NS-G-3.4 Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants (Метеорологические события при оценке площадки для атомных электростанций, 2003)
47. NS-G-3.5 Flood Hazard for Nuclear Power Plants on Coastal and River Sites (Опасность наводнения на береговых и речных площадках, 2003)
48. NS-G-3.6 Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundations for Nuclear Power Plants (Геотехнические аспекты оценки площадки и фундаменты для атомных электростанций, 2004)
49. NS-R-4 Safety of Research Reactors (Безопасность исследовательских реакторов, 2005)
50. NS-G-4.1 Commissioning of Research Reactors (Ввод в эксплуатацию исследовательских реакторов, 2006)
51. NS-G-4.2 Maintenance, Periodic Testing and Inspections of Research Reactors (Техническое обслуживание, периодические испытания и инспекции исследовательских реакторов, 2006)
52. NS-G-4.3 Core management and fuel handling for research reactors. (Организация работы с активной зоной и обращение с топливом для исследовательских реакторов, 2008)
53. NS-G-4.4 Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors (Пределы и условия для эксплуатации и эксплуатационные инструкции для исследовательских реакторов, 2008)
54. NS-G-4.5 The Operating Organization and the Recruitment, Training and Qualification of Personnel for Research Reactors (Эксплуатирующая организация и подбор, подготовка и квалификация персонала для исследовательских реакторов, 2008)
55. NS-G-4.6 Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors (Радиационная защита и обращение с радиоактивными отходами в проекте и при эксплуатации исследовательских реакторов, 2008)
56. NS-R-5 Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities (Безопасность установок ядерного топливного цикла, 2008)
57. RS-G-1.1 Occupational Radiation Protection (Радиационная защита работников, 1999)
58. RS-G-1.2 Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides (Оценка дозы профессионального облучения вследствие контактов с радионуклидами, 1999)

59. RS-G-1.3 Assessment of Occupational Exposure due to External Sources of Radiation (Оценка дозы профессионального облучения от внешних источников радиации, 1999)

60. RS-G-1.4 Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources (Формирование компетентности по радиационной защите и безопасному использованию радиационных источников, 2001)

61. RS-G-1.6 Occupational Radiation Protection in the Mining and Processing of Raw Materials (Радиационная защита работников при добыче и обработке сырьевых материалов, 2004)

62. RS-G-1.7 Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance (Применение концепций исключения облучения, источников и связанной с ними деятельности, изъятия материалов и объектов из под регулирующего контроля, 2004)

63. RS-G-1.8 Environmental and Sources Monitoring for Purposes of Radiation Protection (Мониторинг окружающей среды и источников в целях радиационной защиты, 2005)

64. RS-G-1.9 Categorization of Radioactive Sources (Классификация радиационных источников, 2005)

65. RS-G-1.10 Safety of Radiation Generators and Sealed Radioactive Sources (Безопасность генераторов излучения и закрытых радиационных источников, 2006)

66. WS-R-1 Near Surface Disposal of Radioactive Waste (Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов, 1999)

67. WS-G-2.1 Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors (Вывод из эксплуатации атомных электростанций и исследовательских реакторов, 1999)

68. WS-G-2.2 Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities (Вывод из эксплуатации медицинских, промышленных и исследовательских установок, 1999)

69. WS-G-2.3 Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment (Регулирующий контроль радиоактивных выделений в окружающую среду, 2000)

70. WS-G-2.4 Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities (Вывод из эксплуатации установок ядерного топливного цикла, 2001)

71. WS-G-2.5 Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste

(Обращение с радиоактивными отходами низкой и средней активности перед захоронением, 2003)

72. WS-G-2.6.Predisposal Management of High Level Radioactive Waste (Обращение с радиоактивными отходами высокой активности перед захоронением, 2003)

73. WS-G-2.7 Management of Waste from the Use of Radioactive Materials in Medicine, Industry, Agriculture, Research and Education (Обращение с радиоактивными отходами от использования радиоактивных материалов в медицине, промышленности, сельском хозяйстве, исследованиях и образовании, 2005)

74. WS-R-3 Remediation of Areas Contaminated by Past Activities and Accidents (Реабилитация территорий, загрязненных вследствие деятельности в прошлом и аварий, 2003)

75. WS-G-3.1 Remediation Process for Areas affected by Past Activities and Accidents (Процесс реабилитации территорий, загрязненных вследствие деятельности в прошлом и аварий 2007)

76. WS-R-4 Geological Disposal of Radioactive Waste (Захоронение радиоактивных отходов в геологических структурах, 2006)

77. WS-R-5 Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material (Вывод из эксплуатации установок, использующих радиоактивные материалы, 2006)

78. WS-G-5.1 Release of Sites from Regulatory Control upon the Termination of Practices (Вывод площадок и под регулирующего контроля после прекращения практической деятельности, 2006)

79. WS-G-6.1 Storage of Radioactive Waste (Хранение радиоактивных отходов, 2006)

80. TS-R-1 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (Регулирующие требования для безопасной транспортировки радиоактивных материалов, 2009)

81. TS-G-1.1 (Rev.1) Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (Консультативные материалы к регулирующим требованиям МАГАТЭ по безопасной транспортировке радиоактивных материалов, 2008)

82. TS-G-1.2 Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accidents Involving Radioactive Material (Планирование и подготовка противоаварийных действий при транспортной аварии, включающей радиоактивные материалы 2002)

83. TS-G-1.3 Radiation Protection Programmes for Transport Radioactive Material (Программы радиационной защиты для транспортировки радиоактивных материалов, 2007)

84. TS-G-1.4 The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material (Системы административного управления для безопасной транспортировки радиоактивных материалов, 2008)

Б. Проекты стандартов

1. DS44 Criteria for Use in Planning Response to Nuclear and Radiological Emergencies (Критерии для планирования ответных действий при ядерных или радиологических чрезвычайных ситуациях)
2. DS284 Safety Assessment for Radioactive Waste Predisposal Facilities and Activities (Оценка безопасности для установок и деятельности перед захоронением радиоактивных отходов)
3. DS317 Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities: Uranium Fuel Fabrication Facilities (Безопасность установок ядерного топливного цикла: установки для производства уранового топлива)
4. DS318 Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities: Uranium and Plutonium Mixed Oxide Fuel Fabrication Facilities (Безопасность установок ядерного топливного цикла: установки для производства уран-плутониевого смешанного оксидного топлива)
5. DS327 Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material (Обеспечение соответствия для безопасной транспортировки радиоактивных материалов)
6. DS334 Geological Disposal of Radioactive Waste (Захоронение радиоактивных отходов в геологических структурах)
7. DS335 Borehole Facilities for the Disposal of Radioactive Waste (Скважинные установки для захоронения радиоактивных отходов)
8. DS344 Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities: Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities (Установки ядерного топливного цикла: установки для переработки и обогащения урана)
9. DS349 The Management System for Nuclear Installations (Системы административного управления ядерных установок)
10. DS351 Grading the application of the Safety Requirements – A guidance for Research Reactors (Ранжирование применения требований по безопасности – Руководство для исследовательских реакторов)
11. DS354 Disposal of Radioactive Waste (Захоронение радиоактивных отходов)
12. DS356 Near Surface Disposal Facilities of Radioactive Waste (Установки приповерхностного захоронения радиоактивных отходов)
13. DS357 Monitoring and Surveillance of Radioactive Waste Disposal Facilities (Мониторинг и эксплуатационный надзор за установками захоронения радиоактивных отходов)
14. DS360 Safety of Reprocessing Facilities (Безопасность перерабатывающих установок)
15. DS365 Risk-Informed Decision Making (Принятие решений, ориентированное на информацию о риске)

16. DS367 Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants (Классификация конструкция, систем и компонентов атомных электростанций)
17. DS371 Storage of Spent Fuel (Хранение отработанного топлива)
18. DS379 Revision of the International BSS (Пересмотр международного стандарта BSS)
19. DS381 Safety of Fuel Cycle Research and Development Facilities (Безопасность установок для исследований и развития топливного цикла)
20. DS383 Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations (Оценка сейсмической безопасности существующих ядерных установок)
21. DS385 Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants (Программы управления тяжелыми авариями для атомных электростанций)
22. DS387 Schedules of Provisions of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (Списки положений регулирующих требований МАГАТЭ для безопасной транспортировки радиоактивных материалов)
23. DS388 Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants (Программа химии воды для водоохлаждаемых атомных электростанций)
24. DS390 Classification of Radioactive Waste (Классификация радиоактивных отходов)
25. DS393 Development and Application of Level 2 PSA for Nuclear Power Plants (Разработка и применение ВАБ уровня 2 для атомных электростанций)
26. DS394 Development and Application of Level 1 PSA for Nuclear Reactors (Разработка и применение ВАБ уровня 1 для ядерных реакторов)
27. DS395 Deterministic Safety Analyses and their Application for Nuclear Power Plants (Детерминистические анализы безопасности и их применение для атомных электростанций)
28. DS396 Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report. (Оценка безопасности исследовательских реакторов и подготовка отчета по анализу безопасности)
29. DS397 Safety in the Use and Modification of Research Reactors (Безопасность при модернизации исследовательских реакторов)
30. DS399 Safety in Medical Uses of Ionizing Radiation (Безопасность медицинского использования ионизирующего излучения)
31. DS401 Justification of Practices (Обоснование практической деятельности)

32. DS402 Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors (Вывод из эксплуатации атомных электростанций и исследовательских реакторов)
33. DS403 Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities (Вывод из эксплуатации установок, используемых в медицине, промышленности и исследованиях)
34. DS404 Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities (Вывод из эксплуатации установок ядерного топливного цикла)
35. DS405 Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (Вулканическая опасность в оценке площадки для ядерных установок)
36. DS409 Radiation Safety of Gamma, Electron and X ray Irradiation Facilities (Радиационная безопасность установок рентгеновского, электронного и гамма излучения)
37. DS407 Criticality Safety (Безопасность критичности)
38. DS408 Radiation Safety in Industrial Radiography (Радиационная безопасность в промышленной радиографии)
39. DS412 Ageing Management for Research Reactors (Управление старением исследовательских реакторов)
40. DS413 Safety of Nuclear Power Plants: Operation (Безопасность атомных электростанций. Эксплуатация)
41. DS414 Safety of Nuclear Power Plants: Design (Безопасность атомных электростанций. Проектирование)
42. DS415 Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety (Правительственная, законодательная и регулирующая основа безопасности)
43. DS416 Licensing Process for Nuclear Installations (Процесс лицензирования ядерных установок)
44. DS417 Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (Метеорологическая и гидрологическая опасность при оценке площадки ядерных установок)
45. DS419 Radiation Safety in Well Logging (Радиационная безопасность геофизических исследований скважин)
46. DS420 Radiation Safety for Nuclear Gauges (Радиационная безопасность для ядерных измерителей)
47. DS421 Protection of the Public against Exposure to Natural Sources of Radiation including NORM (Защита населения от естественных источников радиации, включая NORM)
48. DS422 Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (Сейсмическая опасность в оценке площадки для ядерных установок)
49. DS424 Establishing a National Nuclear Installations Safety Infrastructure (Установление национальной инфраструктуры безопасности для ядерных установок)

50. DS426 Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants (Периодическая оценка безопасности атомных электростанций)

DS429: External expert support on safety issues (Внешняя экспертная поддержка проблем безопасности)

В. Другие стандарты

1. 50-SG-S9 Site survey for Nuclear Power Plant (Изыскание площадок для атомных электростанций, 1984)

2. Safety Series No.79 Design of radioactive waste management systems at NPPs (Проектирование систем обращения с радиоактивными отходами для АЭС, 1986)

3. Safety Series No 109 Intervention Criteria in a Nuclear or Radiation Emergency (Критерии вмешательства при ядерных или радиационных авариях, 1994)

4. Safety Series No 115 International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources (Международные базовые стандарты безопасности для защиты от ионизирующего излучения и по безопасности радиационных источников, 1996)

5. Safety Series No. 116 Design of spent fuel storage facilities (Проектирование установок для хранения отработанного топлива, 1994)

6. Safety Series No. 117 Operation of spent fuel storage facilities (Эксплуатация установок для хранения отработанного топлива, 1994)

7. 35-G1 Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report (Оценка безопасности исследовательских реакторов и подготовка отчета по анализу безопасности, 1994)

8. 35-G2 Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors (Безопасность использования и модификации исследовательских реакторов)1994)

9. 111-G-3.1 Siting of Near Surface Disposal Facilities (Размещение установок приповерхностного захоронения, 1994)

10. 111-G-4.1 Siting of Geological Disposal Facilities (Размещение установок захоронения в геологических структурах, 1994)

Литература

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Structure of the IAEA safety standards and current status. Vienna, May 2009, <http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/status.pdf>

2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental safety principles. Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna, 2006.

3. Букринский А.М. Безопасность атомных электростанций по федеральным нормам и правилам России и стандартам МАГАТЭ. М.: НТЦ ЯРБ, 2007.

5.1.2. ПРИНЦИП ИСКЛЮЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ МАЛОЙ ВЕРОЯТНОСТИ С ВЫСОКИМ УРОВНЕМ ДОВЕРИЯ ИЛИ ВОЗВРАТ К КОНЦЕПЦИИ ГИПОТЕТИЧЕСКИХ АВАРИЙ

*(Атомная стратегия,
№ 64, 2012 г)*

В феврале этого года на сайте МАГАТЭ был опубликован новый стандарт SSR-2/1 [1], посвященный требованиям по обеспечению безопасности атомных электростанций (АЭС) в проекте. Этот стандарт призван заменить прежний стандарт того же назначения NS-R-1 [2]. При подготовке стандарта в соответствии с действующей процедурой он направлялся в страны члены МАГАТЭ на рассмотрение и подготовку замечаний, если они имеются. Такое рассмотрение было и в российском органе регулирования безопасности – Ростехнадзоре. К сожалению, на самом завершающем этапе разработки этого стандарта в него были внесены принципиальные изменения, снизившие устанавливаемый им уровень безопасности АЭС по сравнению с его предшественником.

Речь идет о переходе от существовавшей раньше концепции «запроектных аварий (beyond design basis accident)» к новой концепции «состояний расширенного проекта (design extension conditions)» и введения так называемого принципа исключения из рассмотрения в проекте событий с тяжелыми радиационными последствиями на основе их физической невозможности

или малой вероятности с высоким уровнем доверия. Разберемся в этом более подробно.

Запроектные аварии по стандарту NS-R-1 и ОПБ-88/97

Запроектные аварии по стандарту NS-R-1 это некоторые весьма маловероятные состояния станции, которые выходят за рамки условий проектных аварий и могут возникнуть в результате многочисленных отказов систем безопасности, ведут к значительному повреждению активной зоны и могут повредить много барьеров или все барьеры на пути выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду. Цепочки событий, ведущие к тяжелым авариям, должны рассматриваться на основе сочетания инженерных оценок и вероятностных методов для того, чтобы определить разумно применимые меры по их предотвращению или ослаблению последствий. Здесь не требуется использовать консервативную инженерную практику как для оценок проектных аварий, а следует применять реалистический подход и методы наилучших оценок. На основе эксплуатационного опыта, анализов безопасности и результатов исследований по безопасности в проекте в отношении тяжелых аварий должны учитываться следующие положения:

- цепочки событий, которые могут привести к тяжелой аварии, должны определяться посредством сочетания вероятностных и детерминистических методов, а также обоснованных инженерных оценок;
- эти цепочки событий должны затем анализироваться на основе набора критериев с целью определения того, какие тяжелые аварии следует учитывать в проекте;
- должны оцениваться и осуществляться, если это практически разумно, возможные изменения в проекте или изменения процедурного характера, которые могут либо уменьшить вероятность некоторых событий, либо ослабить их последствия в случае возникновения;
- должны учитываться все проектные возможности станции, включая использование систем, независимо от их первоначального назначения, а также применение дополнительных временных систем для возвращения станции в контролируемое

состояние и/или смягчения последствий тяжелой аварии при условии, что может быть доказана, способность систем функционировать в ожидаемых условиях окружающей среды;

- для многоблочных станций должна рассматриваться возможность использования имеющихся средств и/или поддержки от других блоков при условии, что их безопасная эксплуатация не будет поставлена под угрозу;

- должны быть установлены процедуры по управлению авариями с учетом представительных и доминантных сценариев тяжелых аварий.

Из приведенного описания тяжелых запроектных аварий видно, что их круг не ограничивается. Определенные сценарии отбираются для рассмотрения в проекте на предмет внесения изменений в проект или изменений процедурного характера, которые могут либо уменьшить вероятность опасных событий, либо ослабить их последствия в случае возникновения. Из описания в последнем маркере видно, что процедуры по управлению авариями разрабатываются на основе представительных и доминантных сценариев тяжелых аварий.

В ОПБ-88/97 в отношении тяжелых запроектных аварий применяется такой же подход с той лишь разницей, что в них четко установлено условие внесения изменений в проект, именуемых дополнительными техническими решениями. Они отражены в пунктах 1.2.16 и 1.2.17 ОПБ-88/97 через вероятность предельного аварийного выброса, т.е. такого выброса радиоактивных продуктов в окружающую среду, при котором на границе зоны планирования защитных мероприятий и за её пределами создаются дозы облучения населения, требующие его эвакуации. Величина этой вероятности не должна быть больше 10^{-7} на один реактор в год. Что касается разработки руководства по управлению авариями, то оно также должно разрабатываться на основе представительных сценариев запроектных аварий с тяжелыми последствиями.

Таким образом, и в стандарте МАГАТЭ NS-R-1 и в ОПБ-88/97 никакие тяжелые запроектные аварии не исключаются из рассмотрения в проекте. Только для одних на основе отобранных сценариев разрабатываются дополнительные технические

решения, а другие учитываются в руководствах по управлению авариями на основе представительных сценариев.

Состояния расширенного проекта по новому стандарту SSR-2/1

Состояния расширенного проекта в стандарте SSR-2/1 определены как аварийные состояния, которые не рассматриваются в рамках проектных аварий, но которые рассматриваются в процессе проектирования станции на основе методологии наилучших оценок и для которых выбросы радиоактивных веществ удерживаются в приемлемых пределах. Состояния расширенного проекта могут включать тяжелые аварии.

Для них в стандарте SSR-2/1 установлено требование, согласно которому на основе инженерных, детерминистских и вероятностных оценок должен быть получен ряд состояний расширенного проекта с целью дальнейшего улучшения безопасности атомной электростанции путем увеличения способности станции противостоять без недопустимых радиологических последствий авариям, которые являются более серьезными, чем проектные аварии, или включают дополнительные отказы. Эти состояния расширенного проекта должны использоваться для идентификации дополнительных сценариев аварий, которые должны быть рассмотрены в проекте, и планирования реальных мер для предотвращения таких аварий или ослабления их последствий, если они произойдут.

Введение нового термина существенно изменило его содержание по сравнению с прежним термином «запроектные аварии». Приведенное выше определение состояний расширенного проекта в стандарте SSR-2/1 ограничивает круг таких состояний только теми, которые рассматриваются в проекте на основе методологии наилучших оценок и для которых выбросы должны быть ограничены приемлемыми пределами. Это как бы еще один набор проектных аварий, выбор которых стандартом не определен и, следовательно, оставлен на усмотрение разработчика, эксплуатирующей организации и регулирующего органа.

На основе этого дополнительного к проектным авариям набора более тяжелых сценариев разрабатываются дополнительные технические меры по их предотвращению, а также меры по управлению авариями, если предотвращение не удалось. Весь остальной набор тяжелых запроектных аварий считается практически исключенным на основе введенного в этом стандарте принципа исключения.

Принципы исключения стандарта SSR-2/1 и ОПБ-88/97

В стандарте SSR-2/1 установлено, что в целях обеспечения безопасности атомной электростанции в проекте применяется принцип, предусматривающий принятие практических мер по ослаблению последствий ядерных или радиационных аварий (Принцип 9 [3]) в следующем виде: цепочки событий на станции, которые могут привести к высоким дозам облучения или радиоактивным выбросам, должны быть практически исключены, а цепочки событий с существенной частотой возникновения не должны иметь никаких или только незначительные потенциальные радиологические последствия. При этом под практическим исключением понимается физическая невозможность события или его крайне низкая вероятность с высоким уровнем доверия. Существенная цель состоит в том, чтобы потребность в мерах по внешнему вмешательству для ослабления радиологических последствий была ограничена или даже устранена в техническом смысле, хотя такие меры могут все еще требоваться ответственными властями.

Приведенный принцип практического исключения нежелательного события из рассмотрения в проекте из-за неопределенности его второй части напоминает существовавшую до чернобыльской аварии концепцию, так называемых, гипотетических аварий, возможность которых не учитывалась в проектах АЭС в силу их малой вероятности. Чернобыльская авария опровергла жизнеспособность этой концепции, в связи с чем была полностью пересмотрена существовавшая до чернобыльской аварии концепция безопасности АЭС и любые аварии независимо от их вероятности стали рассматриваться в проектах в том или ином виде.

В ОПБ-88/97 имеется несколько принципов исключения, но они существенно отличаются от представленного выше принципа практического исключения стандарта SSR-2/1. Первый принцип исключения содержится в п.1.2.14 ОПБ-88/97, согласно которому для запроектных аварий, на базе перечня, устанавливаемого в соответствии с п.1.2.16, в проекте РУ и АС должны быть предусмотрены меры по управлению этими авариями, если они не исключены на основе свойств внутренней самозащищенности реактора и принципов его устройства. Этот принцип совпадает с первой частью принципа практического исключения стандарта SSR-2/1, ибо предусматривает исключение из рассмотрения в проекте АЭС события на основе его физической невозможности.

Второй принцип исключения содержится в п.1.2.16 ОПБ-88/97. Согласно этому принципу, если анализ последствий запроектных аварий с оценкой вероятности выбросов не подтверждает выполнение п.1.2.17 (т.е, что вероятность выброса, требующего эвакуации населения за пределами зоны планирования защитных мероприятий, устанавливаемой в соответствии с нормативными требованиями к размещению АС, меньше 10^{-7} на реактор в год), то необходимо предусмотреть в проекте дополнительные технические решения по управлению авариями с целью ослабления их последствий. Т.е. этим принципом исключается лишь необходимость предусматривать в проекте дополнительные технические решения по управлению авариями с целью ослабления их последствий. В руководстве же по управлению авариями даже такие маловероятные аварии должны учитываться на основе представительных сценариев. Кстати, правильность этого положения теперь подтверждена также аварией на АЭС Фукусима в Японии, для которой произошедшая в марте 2011 года авария была гипотетической, так как не учитывалась в проекте ни в части технических, ни в части организационных мер.

Третий принцип исключения, содержащийся в ОПБ-88/97, прописан в сноске к п.1.2.12. Его можно назвать расшифровкой последней части первого принципа, касающейся принципов

устройства реактора. Он относится к учету в проекте разрывов корпусов оборудования. Согласно этому принципу разрывы корпусов оборудования и сосудов, изготовление и эксплуатация которых осуществляется в соответствии с самыми высокими требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, в число исходных событий не включаются. При этом должно быть показано, что вероятность разрушения корпуса реактора не превышает 10^{-7} на реактор в год.

Все эти принципы исключения, содержащиеся в ОПБ-88/97, носят конкретный характер и не имеют ничего общего с не оправдавшей себя концепцией гипотетических аварий. По этой причине этот подход должен сохраниться и в будущем.

В заключение отметим, что принцип 9 из стандарта [3], на который делается ссылка в стандарте SSR-2/1, относится к аварийной готовности и аварийному реагированию и не содержит обсуждавшейся выше концепции практического исключения.

Литература

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of nuclear power plants: design. No. SSR-2/1, Vienna, 2012.
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental safety principles. Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna, 2006. (Официальный русский перевод: основополагающие принципы безопасности. Вена, 2007)

5.1.3. О КАЧЕСТВЕ ПЕРЕВОДОВ СТАНДАРТОВ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ НА РУССКИЙ ЯЗЫК

(Ядерная и радиационная безопасность,
№1, 2006 г.)

В течение многих лет МАГАТЭ издает и постоянно обновляет стандарты по безопасности в области использования атомной энергии (в русском переводе они именуются нормами МАГАТЭ по безопасности). МАГАТЭ руководствуется этими стандартами во всей своей деятельности, а также рекомендует их странам-членам в качестве основы для создания или модернизации национальных систем нормативного регулирования безопасности.

Стандарты издаются на пяти официальных языках МАГАТЭ - английском, испанском, китайском, французском и русском, и все они имеют одинаковую юридическую силу. Вместе с тем, вся работа МАГАТЭ по разработке стандартов ведется на английском языке, после чего они переводятся на другие официальные языки. Из этого вытекают особые требования к переводу, который должен обеспечивать аутентичность текстов перевода тексту оригинала, на английском языке.

К сожалению, мой многолетний опыт работы со стандартами МАГАТЭ показывает, что требуемая аутентичность текстов не только не достигается, но в переводы вносятся такие искажения, которые ставят в тупик специалистов, не достаточно

владеющих английским языком и использующих в своей работе переводы.

Все это имеет место несмотря на то, что переводы на русский язык стандартов МАГАТЭ по безопасности выполняет работающая в МАГАТЭ высоко квалифицированная группа переводчиков из России.

Это обусловлено спецификой технического перевода. Качественно сделать такой перевод может только специалист, хорошо знающий и английский язык и предмет перевода. Однако таких специалистов почти нет, тем более, что область использования атомной энергии достаточно обширна и таких специалистов требуется достаточно много. Высоко квалифицированный переводчик, имеющий опыт работы в определенной области знаний, в целом делает хороший перевод. Однако, как правило, всегда находятся некоторые «тонкие» места, которые невозможно правильно перевести без специальных знаний предмета перевода в достаточно узкой области. В этих случаях возникает гладкий, легко читаемый перевод, но совершенно непонятный специалистам и искажающий смысл оригинала.

Приведем несколько конкретных примеров.

В Требованиях NS-R-2 «Безопасность атомных электростанций: эксплуатация» в оригинале используется термин «operational limits and conditions», который в соответствующем документе на русском языке переведен подстрочно как «эксплуатационные пределы и условия». В результате этого возникает коллизия. Дело в том, что в соответствующем российском нормативном документе ОПБ-88/97 имеются термины «эксплуатационные пределы» и «эксплуатационные условия», что дословно соответствует приведенному выше термину МАГАТЭ. Однако указанный термин в документе МАГАТЭ включает четыре типа пределов, в то время как российские термины относятся лишь к одному из них. Решение вопроса лежит в ином, не подстрочном, а содержательном переводе указанного термина МАГАТЭ. В Руководстве МАГАТЭ NS-G-2.2 «Пределы и условия для эксплуатации и эксплуатационные процедуры для атомных электростанций», перевод которого был выполнен специа-

листами НТЦ ЯРБ, для упомянутого выше термина был предложен перевод «пределы и условия для эксплуатации», который снимает указанную коллизию.

В том же самом документе МАГАТЭ с требованиями к эксплуатации английский термин «component» переведен на русский язык как «элемент», очевидно, потому что термин «элемент» используется в ОПБ-88/97. Однако это неправильно, потому что в ОПБ-88/97 для термина «элемент» дано специальное определение, которое существенно отличается от определения термина «component» в стандартах МАГАТЭ. В русском переводе следовало оставить термин «компонент».

Уже в названии рассматриваемой серии документов термин «стандарты» переведен на русский язык как «нормы», что тоже необоснованно. Российские регулирующие документы, аналогичные стандартам МАГАТЭ, именуются как «нормы и правила». При этом нормы обычно содержат требования к количественным значениям нормируемых параметров, в то время как правила содержат требования к конструкции, проекту и порядку действий. Поскольку в российской нормативной практике также существуют стандарты, то этот термин можно было оставить без перевода, а уж если переводить, то как «нормы и правила».

Известно, что в английском языке заголовки нельзя переводить подстрочно, без учета содержания следующего за этим заголовком текста. То же самое относится и к терминам, которые нельзя переводить без учета того, к чему они относятся. Это хорошо видно на примере перевода термина «management», с практикой перевода которого связано множество хлопот. Чаще всего его переводят как «управление». Именно с этим связано появление в российской нормативной практике такого понятия как «управление аварией», которое первое время воспринималось с трудом российскими специалистами. Это перевод с английского термина «accident management». Однако к управлению в классическом смысле этого слова это понятие имеет весьма отдаленное отношение. Это, скорее всего, организационные меры по преодолению запроектных аварий. Однако сейчас

изменять это понятие на более содержательное нецелесообразно, поскольку оно уже очень прочно вжилось в российскую нормативную практику. Тем не менее, в дальнейшем не следует создавать подобные прецеденты.

Во многих документах МАГАТЭ, включая стандарты безопасности, встречается термин «management of safety», который в Требованиях МАГАТЭ NS-R-1 «Безопасность атомных электростанций: проектирование», переведен как «управление безопасностью». Такого термина нет в российской нормативной документации и что это должно означать не очень понятно.

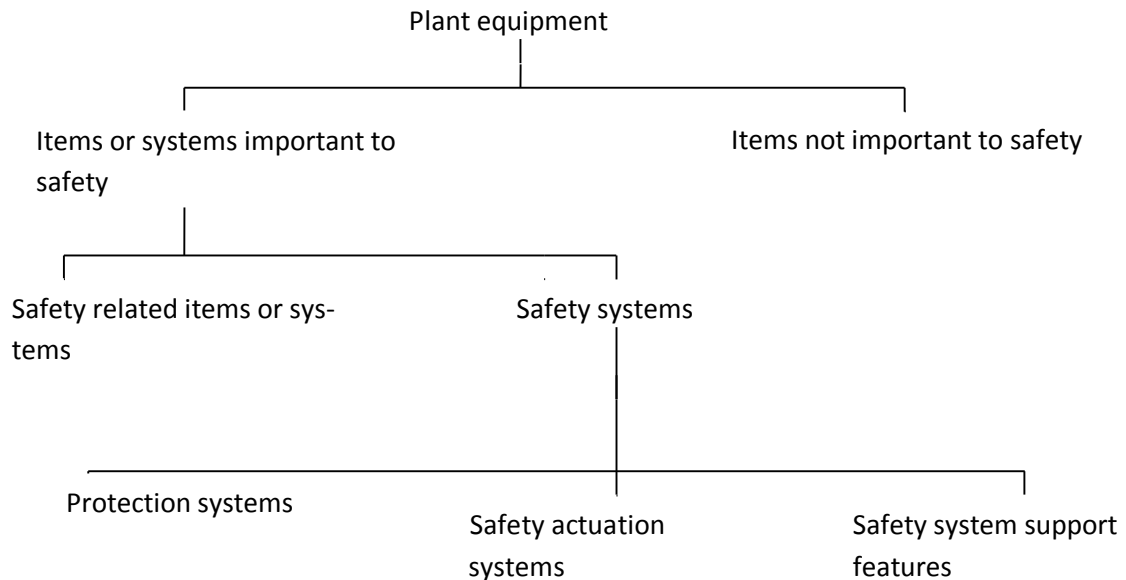
В указанных Требованиях МАГАТЭ этот термин фигурирует в заголовке раздела, в котором излагаются шесть важнейших организационных принципов безопасности, реализуемых при проектировании:

- ответственность за безопасность;
- организация проектирования;
- применение проектных решений, апробированных прежним опытом или результатами научных исследований;
- оценка безопасности при проектировании;
- независимое подтверждение оценки безопасности;
- обеспечение качества.

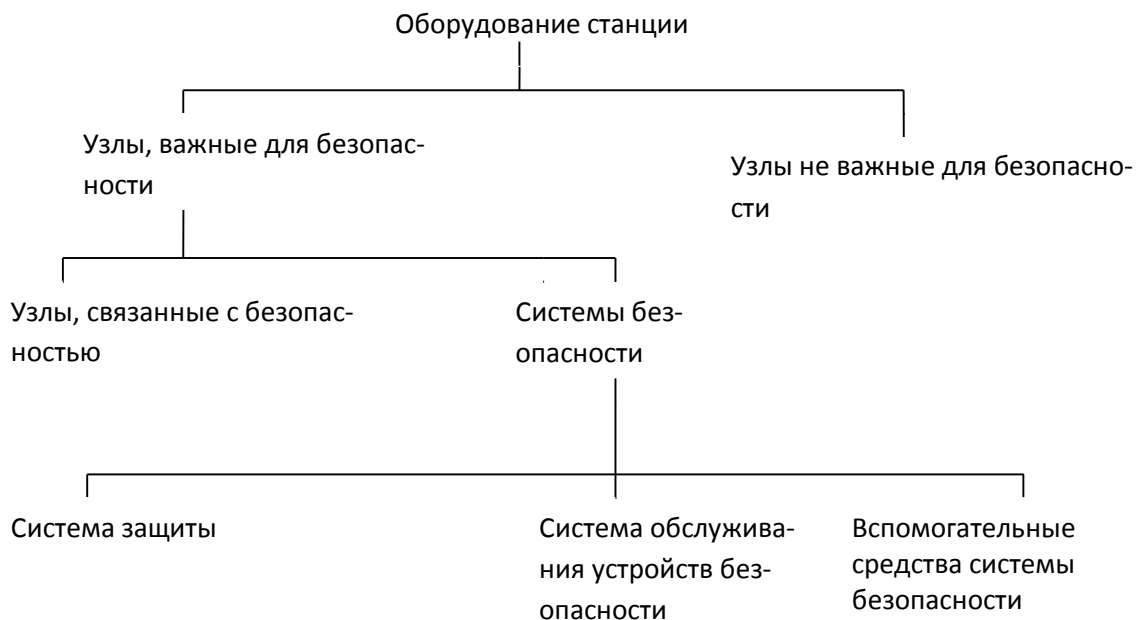
Исходя из изложенного, в данном документе рассматриваемый термин следовало перевести как «организационные меры безопасности», тем более, что в следующем разделе излагаются требования к основным техническим мерам безопасности, а как известно, безопасность обеспечивается организационными и техническими мерами. Следует отметить, что в очень популярном англо-русском словаре Lingvo кроме варианта перевода термина «management» как «управление» наряду с другими вариантами предлагается вариант «организация», который в нашем случае больше подходит. В другом контексте перевод может быть иным.

Попутно отметим, что в этом же документе и в этом же разделе заголовков подраздела «Management of design» переведен как «Управление проектированием» вместо более правильного «Организация проектирования».

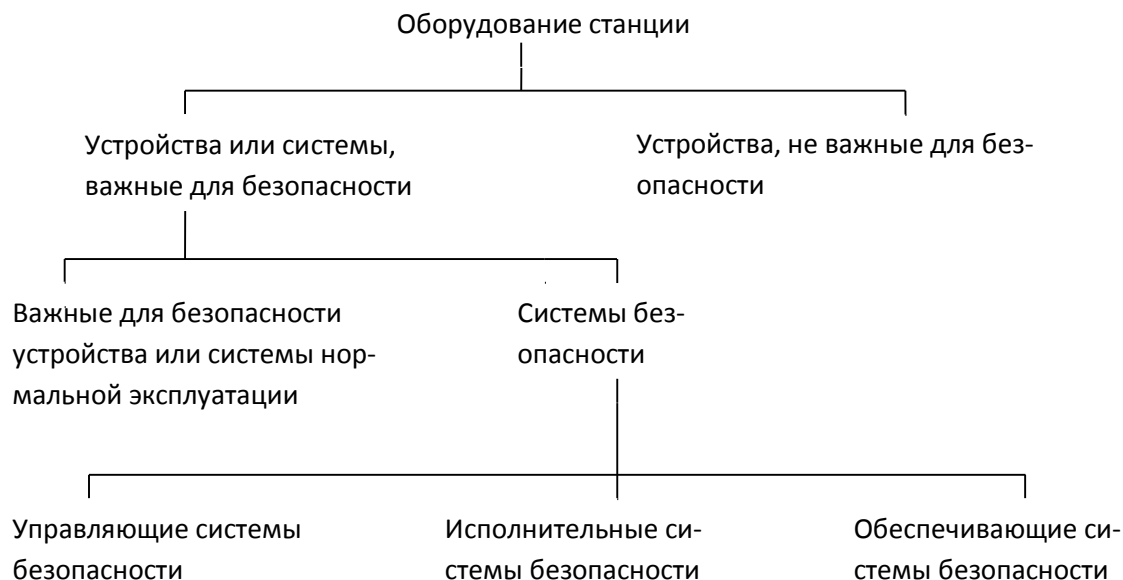
Следует отметить, что при переводе этого важнейшего документа допущены и более грубые ошибки. Так, в Глоссарии надписи в схеме оригинала, показывающей структуру оборудования станции:



переведены следующим образом:



Такой перевод неприемлем, поскольку он является неправильным. Правильным является следующий перевод надписей на этой схеме:



Допущенные ошибки тем более удивительны, что в предыдущем издании рассматриваемого документа «Свод положений по безопасности атомных станций: проектирование АЭС», № 50-C-D, Вена, 1990 надписи к такой же схеме в части раскрытия структуры систем безопасности переведены правильно.

Отдельно следует рассмотреть перевод выражения «Safety related items or systems». Такое выражение встречается во многих документах МАГАТЭ. Предлагаемый в рассматриваемых требованиях перевод «Узлы, связанные с безопасностью», во-первых, неточен, ибо в нем почему то пропущены «системы», а во-вторых, неприемлем для русского читателя, ибо выражения «связанные с безопасностью» и «важные для безопасности» являются практически синонимами. Вместе с тем выражение «связанные с безопасностью» применено для того, чтобы из группы систем или устройств, важных для безопасности, выделить те, которые не являются системами безопасности. Такими являются «важные для безопасности устройства или системы нормальной эксплуатации». Это и есть правильный перевод.

Подобный разбор выполненных переводов можно было бы продолжить, однако на этом можно и ограничиться, поскольку цель статьи в ином. Необходимо изменить порядок подготовки официальных переводов важных документов МАГАТЭ на русский язык так, чтобы обеспечить их аутентичность с английскими оригиналами.

НТЦ ЯРБ, который в России является ответственным за разработку нормативных документов, регулирующих ядерную и радиационную (технические аспекты) безопасность, и, следовательно, за соответствующую терминологию давно добивался участия своих специалистов в подготовке переводов стандартов МАГАТЭ. В последние несколько лет руководству НТЦ ЯРБ этого удалось добиться. Достаточно большое количество выполненных специалистами НТЦ ЯРБ переводов уже официально изданы и не обладают такими недостатками, о которых говорилось выше. К сожалению, это сотрудничество с МАГАТЭ опять прекратилось из-за сбоя, которые имели место при переводе некоторых документов. Возможно, и в НТЦ ЯРБ не все было организовано должным образом. Так это следовало бы поправить на основе полученного опыта, а не прекращать сотрудничество. Но руководители в МАГАТЭ, ответственные за переводы на русский язык, решили иначе. Складывается впечатление, что определяющим для такого решения явилась не заинтересованность в высоком качестве переводов, а распределение значительных денежных средств, которые МАГАТЭ выделяет на переводы.

Как бы там ни было, но трудности с подбором специалистов, способных выполнить технический перевод на высоком профессиональном уровне, о которых говорилось в начале статьи, требуют разработки и иных предложений, способных систематизировать подход и улучшить качество переводов.

Одно из таких предложений состоит в разработке специального англо-русского словаря терминов и выражений, используемых в стандартах МАГАТЭ. Такой словарь мог бы быть разработан под эгидой МАГАТЭ отобранной группой специалистов НТЦ ЯРБ, имеющих положительный опыт переводов стандартов МАГАТЭ и работы с ними.

Было бы правильно, если бы с таким предложением обратилось в МАГАТЭ руководство Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору России.

5.2 ОСНОВНЫЕ ПРОБЛЕМЫ АТОМНОГО НАДЗОРА НА СОВРЕМЕННОМ ЭТАПЕ ПО МАТЕРИАЛАМ ОТЧЕТОВ ОЭСР

*(Издание Национального исследовательского центра
«Курчатовский институт», ИАЭ-6685/4, 2011 г.)*

В книге кратко излагаются основные проблемы ядерного регулирования как они представлены в публикации ОЭСР Improving Nuclear Regulation. Compilation of NEA Regulatory Guidance Booklets. OECD, NEA, Paris, 2009 (Улучшение ядерного регулирования. Компиляция буклетов руководств регуляторов АЯЭ. ОЭСР, АЯЭ, Париж, 2009) и в составивших её 13 отчетах, разработанных Комитетом по вопросам ядерного регулирования АЯЭ (CNRA) за последние 10 лет. В указанных отчетах проанализирован и обобщен опыт ядерного регулирования стран, входящих в состав АЯЭ. Хотя за прошедшие годы в области использования атомной энергии произошли эволюционные изменения и прогресс в регулирующей практике, эти отчеты продолжают оставаться ценным руководством для регуляторов в их подходе к ядерному регулированию. Учитывая уникальный характер указанной публикации, её и составившие её отчеты можно рекомендовать специалистам по атомному надзору в качестве справочного пособия как для учебы, так и для организации собственной работы. 13 отчетов ОЭСР переведены автором на русский язык и имеются в НТЦ ЯРБ Ростехнадзора.

перечень сокращений

ALARA – так низко как разумно достижимо (As low as reasonably achievable)

АС – атомная станция

АЭС – атомная электрическая станция

АЯЭ – Агентство по ядерной энергии

ВАБ – вероятностный анализ безопасности

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор

CDF – частота повреждения активной зоны (Core Damage Frequency)

CNRA – Комитет по вопросам ядерного регулирования (Committee on Nuclear Regulatory Activities)

INSAG – Международная консультативная группа по ядерной безопасности (International Nuclear Safety Advisory Group)

LSA – самооценка обладателя лицензии (Licensee Self Assessment)

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии

ОЭСР – Организация по экономическому сотрудничеству и развитию

Введение

ОЭСР – Международная Организация по экономическому сотрудничеству и развитию объединяет в своем составе 30 демократических государств, которые сотрудничают в области экономических, социальных и экологических вызовов глобализации. В феврале 1958 г. В составе этой организации было образовано Европейское агентство по ядерной энергии, которое после вступления в него в апреле 1972 г. Первой неевропейской страны Японии стало именоваться Агентством по ядерной энергии – АЯЭ. Сегодня членами АЯЭ являются 28 государств – членов ОЭСР.

Миссия АЯЭ состоит в том, чтобы помогать государствам – членам поддерживать и дальше развивать на научной, технологической и юридической основе безопасное и безвредное для окружающей среды экономичное использование атомной энергии в мирных целях. Это достигается путем обеспечения авторитетных оценок и формирования общего понимания ключевых

проблем, как исходного условия правительственных решений по ядерной энергетической политике и политике в таких областях, как энергетика и устойчивое развитие.

Область компетентности АЯЭ включает безопасность и ядерное регулирование, обращение с радиоактивными отходами, радиационную защиту, ядерную науку, экономические и технические исследования ядерного топливного цикла, ядерное законодательство и ответственность, а также общественную информацию.

Банк данных АЯЭ обеспечивает предоставление участвующим странам ядерных данных и услуг по компьютерным программам. В этих и связанных задачах АЯЭ работает в близком сотрудничестве с Международным агентством по атомной энергии в Вене, с которым имеет Соглашение о сотрудничестве, так же как с другими международными организациями в ядерной области.

В составе АЯЭ работают несколько специализированных комитетов, в том числе Комитет по вопросам ядерного регулирования (CNRA). CNRA – это международный комитет, составленный преимущественно из старших представителей организаций государственного регулирования ядерной безопасности в странах, входящих в АЯЭ. Он был образован в 1989 г. В качестве форума для обмена информацией и опытом среди регулирующих организаций и для обзора событий, которые могли бы повлиять на регулирующие требования. Комитет ответственен за ту часть программы АЯЭ, которая касается регулирования, лицензирования и надзора за ядерными установками. В частности, Комитет рассматривает текущую практику и эксплуатационный опыт.

За прошедшие десять лет, начиная с 1999 г. По 2008 г. CNRA выпустил серию отчетов [1] – [13], известных как “зеленые буклеты”. Эти отчеты, подготовленные и рассмотренные старшими регуляторами, обеспечивают уникальный материал по основным проблемам ядерного регулирования на современном этапе. В 2009 г. Эта серия отчетов была впервые собрана в одном выпуске [14] для того, чтобы служить источником знаний

как для действующих регуляторов, так и для младшего поколения ядерных экспертов, начинающих деятельность в области ядерного регулирования. Как указано в этом выпуске, аудиторией для него являются, прежде всего, ядерные регуляторы, однако информация и идеи могут также представлять интерес для ядерных операторов, других ядерных организаций, промышленности и широкой публики.

Общей темой, проходящей через всю серию зеленых буклетов, является положение о том, что фундаментальной целью для всех органов регулирования ядерной безопасности является обеспечение того, чтобы ядерные установки всегда эксплуатировались приемлемо безопасным образом, включая безопасный вывод их из эксплуатации. Стремясь к достижению этой цели, регулятор должен иметь в виду, что именно оператор несет ответственность за безопасную эксплуатацию ядерной установки, а ответственность ядерного регулятора состоит в том, чтобы наблюдая за действиями оператора определять как эксплуатируется станция и предпринимать необходимые меры, если она эксплуатируется не безопасно.

Отчеты [1] – [13] воспроизведены в публикации [14] в их оригинальной форме. Хотя за прошедшие годы в области использования атомной энергии произошли эволюционные изменения и прогресс в регулирующей практике, эти отчеты продолжают оставаться ценным руководством для регуляторов в их подходе к ядерному регулированию. При разработке отчетов эксперты использовали международный опыт, такой как стандарты МАГАТЭ, в дополнение к их собственному отечественному опыту.

В отборе проблем, разработке и подготовке отдельных отчетов старшие регуляторы из CNRA базировали свою работу на приоритетах регулирующих проблем безопасности, сформулированных в отчете CNRA [15], посвященном будущим вызовам в области ядерного регулирования, относящимся по определению CNRA к безопасности.

В публикации [14] отчеты были перестроены так, чтобы обеспечить читателю систематическую и логическую структуризацию для чтения и учебы. Они были разделены на три группы:

- вызовы регулированию;
- эффективность регулирования;
- регулирующая оценка.

Первая группа включила восемь отчетов [1] – [8], составивших восемь глав публикации [14]. В них рассматриваются вызовы регулированию в отношении человеческого и организационного факторов, социально-экономических проблем, использования эксплуатационного опыта для поддержки безопасности и вывода атомных станций из эксплуатации. Вторая группа содержит три главы, составленные из соответствующих трех отчетов [9], [10] и [11], показывающих, как регуляторы оценивают и измеряют их собственную работу, и третья группа – из двух отчетов [12] и [13], составила две заключительные главы, которые объясняют, как регуляторы оценивают информацию о безопасности и вырабатывают суждения для их регулирующих действий. Наименования глав в публикации [14] соответствуют наименованиям составивших их отчетов, а порядок глав соответствует порядку представления отчетов в приведенном ниже перечне литературы. Во всех отчетах конкретные обсуждения относятся, прежде всего, к атомным электростанциям, но изложенные принципы и вызовы регулированию применимы также и к другим ядерным установкам.

Учитывая уникальный характер этой публикации, её и составившие её отчеты можно рекомендовать специалистам по атомному надзору в качестве справочного пособия, как для учебы, так и для организации собственной работы. Отчеты [1] – [13] переведены на русский язык и могут быть получены в НТЦ ЯРБ по соответствующему запросу. Ниже кратко излагается основное содержание публикации [14] и составивших её отчетов.

5.2.1. Вызовы ядерному регулированию, обусловленные человеческим фактором и проблемами культуры безопасности

Этим проблемам посвящены три первых главы публикации [14] и соответствующие три отчета АЯЭ [1] - [3].

Человеческий фактор всегда играл важную роль в обеспечении безопасности использования атомной энергии. В отчете [3] отмечается, что по данным системы докладов об инцидентах МАГАТЭ/АЯЭ отказы, связанные с действиями человека на ядерных установках, вносят вклад в 48 % событий. При этом приблизительно 63 % событий, о которых сообщалось, произошли во время эксплуатации на мощности и 37 % во время остановки.

По обзору событий, сообщенных через Международную шкалу ядерных событий (ИНЕС) за прошлые десять лет, большинство событий с уровнем 2 и выше приписывается причинам, связанным с работой человека.

На основе событий, о которых сообщалось в упомянутой системе докладов об инцидентах, вклад человеческих причин за прошлые 20 лет немного увеличился, приблизительно от 45 % в 1980-ые до 55 % в более поздние годы. В определенной мере это обусловлено тем, что за эти годы имело место существенное улучшение ядерной технологии, и относительный вклад технических причин в безопасность соответствующих событий уменьшился.

Авария на Чернобыльской АЭС и некоторые другие, более ранние события привели к созданию концепции культуры безопасности и внесли свой вклад в сосредоточение внимания на этой проблеме. Эти события привели также к более глубоким анализам действий человека, в том числе с помощью средств вероятностного анализа безопасности (ВАБ).

В вероятностных оценках безопасности качество работы человека имеет важное воздействие на частоту повреждения активной зоны (CDF). Сценарии аварий, которые включают действия человека, составляют от 15 до 80 % случаев с CDF, вклад которых зависит, главным образом, от проекта станции, воз

возможностей ВАБ и степени, до которой действия человека были проанализированы и оформлены.

Вклады, включенные в ВАБ, отражают, главным образом, два типа работы человека: 1) обслуживание и испытание, 2) реакцию персонала на исходные события, то есть на события, которые без соответствующего ответного действия могут привести к аварии. Человеческие и организационные факторы поддерживают или осложняют выполнение действий человеком и таким образом вносят свой вклад в их успех или в вероятность неуспеха.

Когда с помощью ВАБ были идентифицированы дефициты человеческого фактора в существенных для риска сценариях, то это приводило к модификациям материальной части станции или к улучшению человеко-машинного интерфейса, процедур и обучения. Это происходило и в России в проектах последних поколений АЭС с ВВЭР-1000 и при модернизации АЭС более ранних поколений.

Вместе с тем обработка данных о работе человека в ВАБ имеет известные недостатки. Во-первых, в ВАБ необходимо продолжить развивать системные подходы для идентификации, моделирования и квантификации более широкого набора сценариев с отказами человека, многие из которых включают принятие решений человеком - область, в которой имеющиеся методы квантификации и базы данных пока слабы. Во-вторых, необходимо продолжить усилия по сбору и обмену информацией о работе человека для ВАБ и данные по параметрам моделей надежности человека для того, чтобы улучшить базу эмпирического и характерного для станции эксплуатационного опыта. А систематическая оценка событий на установках тренажеров и использование баз данных технического обслуживания станции могли бы увеличить доступную количественную информацию о работе человека в реальных окружающих условиях.

Наряду с изложенным необходимо помнить, что представления о “подверженности людей ошибкам”, “люди - слабая часть системы”, или “действия человека должны быть заменены

автоматикой” являются слишком упрощенными. Человек в состоянии справляться с непредвиденными ситуациями, анализировать и принимать решения для того, чтобы прекратить неблагоприятное развитие событий или смягчить их последствия. Без человеческих действий многие инциденты привели бы к авариям, а последствия аварий были бы более тяжелыми. Безопасное поведение состоит не только в отсутствии ошибок, но также и в положительном вкладе человека в безопасность в форме предотвращения, обнаружения и уменьшения последствий. Поэтому, рекомендуется, чтобы представления о человеке и его роли в управлении станцией были бы более взвешенными.

Термин “культура безопасности” был впервые введен Международной консультативной группой по ядерной безопасности (INSAG) в 1986 г. в её итоговом отчете об анализе причин аварии на Чернобыльской АЭС. Его первое определение было дано позже, в отчете INSAG-4 [16] в 1991 г.:

«Культура безопасности - это такой набор характеристик и особенностей в деятельности организаций и людей, который устанавливает, что проблемам безопасности атомной электростанции, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание в соответствии с их значимостью».

В российских нормах и правилах по безопасности [17] принято несколько иное определение культуры безопасности:

«Культура безопасности - квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности АС является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность».

Эти два определения полностью эквивалентны по существу, хотя российское определение носит несколько более конкретный характер и в нем не упоминается слово «организации». Дело в том, что деятельность любой организации определяется её администрацией, т.е. опять же людьми. Это и делает культуру

безопасности важнейшим инструментом воздействия на человеческий фактор, значимость которого для безопасности, как было показано выше, столь велика.

Культура безопасности имеет дело с основными значимыми организационными факторами безопасности, позициями по отношению к эксплуатации, качеством, профессионализмом, непрерывным обучением и процессами улучшений, а также с окружающей обстановкой, в которой работники должны чувствовать себя свободными поднимать вопросы безопасности без опасения быть наказанными. Она касается каждого, позиция которого может влиять на ядерную безопасность не только в эксплуатационных компаниях, но также и в регулирующих органах. При этом на долю регулирующих органов выпадает двойная роль - (а) поддерживать культуру безопасности собственным примером и через поощрение операторов, (б) оценивать культуру безопасности обладателей лицензий, инспектируя их работу и процессы, а также другими методами.

Авария на Чернобыльской АЭС показала, что отсутствие или недостаток культуры безопасности может привести к поведению оператора, которое нарушает многократные барьеры безопасности глубоко эшелонированной защиты. Это происходит тогда, когда основные значимые факторы безопасности такие, например, как соблюдение норм и позиций всей организации, не исполняются должным образом или вовсе упускаются. Тогда можно игнорировать процедуры, превышать эксплуатационные пределы и байпасировать системы безопасности, делая их бесполезными независимо от того, как хорошо они были разработаны и построены.

Сильная культура безопасности существенна для всех аспектов ядерной безопасности. Она должна проникать на все уровни эксплуатирующей организации. Наверху корпорации приверженность управляющих безопасности имеет глубокое влияние на культуру безопасности всей организации в целом и старшие руководители должны установить ряд соответствующих ценностей, подчеркивая безопасность и качество, поясняя, что работники не должны иметь конфликтов в их ежедневных задачах между безопасностью и производством электроэнергии.

Служащие остро следят за тем, соответствуют ли действия старших руководителей в этом отношении их словам.

Для руководителей станции это означает установление организационной структуры, которая обеспечивает открытость, доверие между служащими и менеджерами, контроль качества во всех действиях. Для эксплуатационного персонала культура безопасности означает чувство личной ответственности за безопасную эксплуатацию, критическую позицию, эффективную связь между различными отделами и следование правилам и процедурам.

В то время как во многих странах увеличивается прессинг рыночной конкуренции, который побуждает операторов искать пути снижения издержек производства, прочная культура безопасности более чем когда-либо необходима для поддержки безопасной эксплуатации.

На культуру безопасности оператора станции может положительно или отрицательно влиять характер отношений между регулятором и оператором. В поддержке культуры безопасности регулирующий орган должен подавать хороший пример его собственной работой. Это означает, например, что регулирующий орган должен быть технически компетентным, установить высокие требования безопасности для себя, вести свои деловые связи с оператором в профессиональной манере и быть здраво рассудительным в своих регулирующих решениях. Некоторые признаки хорошей культуры безопасности регулятора на основе опыта стран-членов ОЭСР - следующие:

- Ясная организационная приверженность приоритету безопасности.
- Четкое распределение ответственности в пределах регулирующего органа.
- Программа начального и последующего обучения поддерживает компетентность регулирующего персонала.
- Личная приверженность безопасности каждого сотрудника.
- Хорошая связь и координация между организационными единицами регулирующего органа.

- Ясные руководства для проведения обзоров безопасности.
- Ясные руководства для проведения инспекций в целях безопасности.
- Ясные регулирующие приемочные критерии.
- Приверженность своевременным регулирующим решениям.
- Приверженность регулирующему вмешательству, которое является пропорциональным обстоятельствам безопасности.
- Использование видения риска в принятии решений.

В отчетах ОЭСР отмечается, что правительство также может играть ключевую роль в культуре безопасности. В частности, для правительства важно поддерживать прочное разделение между энергетической политикой и требованиями по безопасности.

Самым трудным для регулятора является установление правильного баланса твердости и справедливости в отношениях с оператором. Регулятор может поддержать культуру безопасности в организации оператора просто включая связанные с ней вопросы в повестку дня для обсуждения на самых высоких организационных уровнях.

Обсуждая эту концепцию с операторами, регулятор должен признавать, что культуру безопасности действительно невозможно измерить количественно. Вместе с тем опыт показывает, что, когда слабая культура безопасности существует в течение определенного времени, то появляются признаки ухудшения работы по обеспечению безопасности. Если первопричины не будут найдены и исправлены, то в конечном итоге появятся фактические проблемы безопасности. В отчете [1] представлена следующая модель этого процесса:



Именно эта модель закладывается в основу выработки регулирующей стратегии регуляторами.

Опыт ряда стран показал, что можно обеспечить хорошие результаты, когда эта задача возлагается на инспекторов-резидентов, которые могут наблюдать ежедневную эксплуатацию станции и координировать проведение периодических инспекций командами специалистов, включающих опытных инспекторов, могущих привнести свежий взгляд на работу площадки. Ключ к получению хороших инспекционных данных для выполнения проницательной и точной оценки безопасности состоит в том, чтобы руководители регулирующего органа дали своим инспекторам четкие указания о том, что искать. В то время как невозможно представить полный список слабостей в работе по обеспечению безопасности атомной электростанции, ниже представлен приведенный в отчете [1] и в главе 1 публикации [14] достаточно обширный список, который дает общую идею множества ранних признаков, которые могут искать инспекторы. Там же представлен достаточно большой перечень признаков потенциально слабой культуры безопасности.

Ранние признаки ухудшения работы

Управление

- Неадекватные капиталовложения в модернизацию оборудования станции.
- Неадекватные ресурсы для эксплуатации и обслуживания.
- Частая задержка необходимых усовершенствований.
- Большое число рабочих вопросов для охвата оператором.
- Плохой надзор и контроль подрядчиков.

Эксплуатация

- Ошибки оператора из-за невнимания к деталям.
- Потеря контроля над конфигурацией системы (например, ошибки при настройке клапана).

- Некоаксиальность электрических и механических систем.
 - Ошибки при манипулировании реактивностью.
 - Ошибки оператора из-за неадекватного обучения.
 - Ошибки при проверке и уходе за оборудованием.
 - Ошибки при выполнении эксплуатационных инструкций.
 - Принятие решений под давлением заботы о производстве продукции.
 - Большое количество обид служащего.
 - Возобновление работы станции после инцидента без полного анализа.
 - Ошибка удержания пределов дозволенного диапазона эксплуатационных параметров.
- Обслуживание*
- Большое отставание работ по просроченному техническому обслуживанию.
 - Большое отставание работ с неработающим оборудованием.
 - Неадекватный контроль работ по техническому обслуживанию.
 - Отключения реактора, вызванные ошибками обслуживания.
 - Протечки клапанов.
 - Слабое ведение хозяйства.
 - Бедные материальные условия для оборудования станции.
 - Ошибки выполнения процедур обслуживания.
- Инженерные разработки и анализы безопасности*
- Неадекватная аттестация оборудования для условий аварий.
 - Неадекватный проект противопожарной защиты и аттестация оборудования.
 - Поверхностная оценка аномального поведения оборудования.

- Неадекватный учет эксплуатационного опыта, включая другие станции.

- Неадекватная поддержка операторов своевременными анализами безопасности.

- Слабая подготовка модификаций станции.

Документация станции

- Изменения станции, не внесенные в документы основного проекта.

- Большое отставание изменений проекта для модификаций.

- Большое отставание изменений процедур.

- Устаревшие анализы безопасности.

Радиологический контроль

- Слабое планирование радиологической защиты для работ по обслуживанию.

- Неадекватная радиологическая регистрация рабочих зон.

- Переоблучение работников и загрязнения.

- Неадекватное радиологическое обучение работников.

- Слабая программа ALARA.

- Тенденция возрастания доз коллективного облучения.

- Тенденция роста выбросов и сбросов.

Действия по выводу из работы

- Слабое планирование работ.

- Слабый контроль работ на площадке.

- Отказ в поддержании адекватного охлаждения при остановке станции.

- Большая доза коллективного облучения.

- Слабая промышленная гигиена и отчетность по безопасности.

Анализы событий

- Ошибки в распознавании предшественников потенциальных аварий.

- Отсутствие надлежащей программы для анализа эксплуатационных событий.

Отношение к регулированию

- Длительные задержки или ошибки выполнения регулирующих обязательств.
- Ошибки в поддержке эксплуатации в рамках, установленных лицензией.
- Неадекватный ответ на регулируемую корреспонденцию.

Признаки потенциально слабой культуры безопасности

Управление

- Недостаток ясной организационной приверженности безопасности.
- Недостаток осведомленности руководства и причастности к работе станции.
- Недостаток профилактики возникновения проблем безопасности.
- Недостаток ядерного опыта среди топ-менеджеров.
- Неполная информация, доходящая до топ-менеджеров.
- Невосприимчивость к внешним взглядам - изолированность.
- Недостаток глубины таланта менеджеров.
- Нежелание сталкиваться с трудными проблемами и исправлять их.
- Недостаток взаимодействия между функциональными подразделениями.

Программы

- Неэффективное планирование работы и составления графиков.
- Неэффективные корректирующие действия - возвращающиеся проблемы.
- Громоздкие процессы контроля работы.

- Проверка качества не является составной частью деятельности станции.
- Обучение не является составной частью управленческого планирования.
- Отсутствие формальной программы для анализа событий, в том числе на других станциях.

Самооценка

- Внешние организации регулярно находят проблемы первыми.
- Аудиты обеспечения качества неэффективны.
- Обзоры организациями безопасности поверхностны.
- Опыт других не изучается.
- Руководство не хочет слышать плохие новости.
- Недостаточный анализ инцидентов - отсутствие обратной связи с опытом

Ответственность

- Ответственность за выявление проблем ясно не обозначена.
- Графики не установлены или обычно пропускаются.
- Решения принимаются слишком медленно.
- Допускается плохое исполнение работы.
- Неэффективность внутренних инспекций

Отношения с регулированием

- Политика управления - дискутировать и бросать вызов регулятору безопасности.
- Политика минимального соответствия регулирующим документам.
- Практика отсрочки или переноса на будущее регулирующих обязательств.

Изоляция

- Слабое участие в комитетах по стандартам или других комитетах.
- Отсутствие обмена персоналом или информацией с другими станциями.
- Неучастие в технических конференциях.

- Отсутствие осведомленности о передовых исследованиях безопасности.

Позиция

- Самодовольство.
- “Гипноз чрезмерной уверенности в себе”.
- Невосприимчивость к внешним предложениям.
- Техническое высокомерие в отношении с регулятором.
- Провинциализм - никаких внешних менеджеров.
- Самодовольство в отношении текущей работы - отсутствие потребности искать проблемы.

Если ядерная установка имеет несколько из упомянутых выше условий слабой культуры безопасности в дополнение к признакам фактического ухудшения работы, то это указывает на необходимость повышенного внимания регулятора.

Когда имеются признаки слабой культуры безопасности или фактически ухудшающейся работы, регулятор должен найти надлежащий баланс между слишком ранним и слишком поздним вмешательством. Если вмешательство будет слишком ранним, оператор может не согласиться с природой и глубиной проблемы, или регулятор может помешать инициативам оператора улучшаться. Если вмешательство будет слишком поздним, ухудшение работы может быть не остановлено прежде, чем станут очевидными серьезные проблемы безопасности.

На этом строится стратегия реагирования регулятора на признаки ухудшающейся работы операторов по обеспечению безопасности, которая детально рассмотрена в отчете [2] и в главе 2 публикации [14]. В этих документах приведена следующая модель реагирования (рис.1):

В целом подход к формированию стратегии реагирования можно характеризовать как взвешенный подход возрастания регулирующего внимания, который на опыте ряда стран показал свою эффективность, когда речь идет об ухудшении работы. После того как ситуация на площадке исправляется объем регулирующего надзора может быть возвращен к исходному уровню.



Рис.1 Модель реагирования

5.2.2 Вызовы ядерному регулированию, возникающие от конкуренции на рынках электроэнергии

В последние годы в мире развивается тенденция ввода конкуренции на рынках электроэнергии. В то время как не все страны в силу их различной юрисдикции полностью ввели рыночную конкуренцию, эта тенденция усиливается и фактически все ядерные производящие фирмы чувствуют конкурентное давление, понуждающее компании уменьшать эксплуатационные расходы и увеличивать производство электроэнергии. Эта тема особенно актуальна для России на её нынешнем этапе развития.

Поскольку разворачивание конкуренции на рынках электроэнергии оказалось неизбежным, становится ясно, что конкурентное давление может создать множество вызовов безопасности как для операторов атомных электростанций, так и для регуляторов. В то время как органы, регулирующие ядерную безопасность, нейтральны в отношении ввода конкуренции, они должны знать о возникающих вызовах безопасности и озаботиться вопросом обеспечения новых регулирующих стратегий реагирования. Перед лицом этих вызовов ядерный регулятор должен подтвердить, что из-за конкуренции на рынках электроэнергии необходимые уровни безопасности не снижаются.

Особенностью атомных электростанций является то, что они имеют низкие топливные и высокие капитальные затраты по сравнению со станциями ископаемого топлива. В последние годы топливные затраты станций на угле и природном газе существенно уменьшились и это усилило конкурентное давление на ядерные станции. Это, в свою очередь, принудило ядерных операторов уменьшать затраты во всех областях, но особенно

сосредоточиться на сокращении эксплуатационных затрат и затрат на техническое обслуживание. Параллельно с сокращением затрат, многие ядерные операторы сосредоточились на том, чтобы увеличивать производство электроэнергии, модернизируя станцию, повышая коэффициенты использования мощности и стремясь продлить их сроки службы.

Реакция ядерных операторов на конкуренцию может привести либо к пользе для безопасности, либо к вызовам. Например, известны случаи более эффективной организации рабочих процессов, лучшего планирования вывода из работы оборудования и лучшего общего руководства ежедневной эксплуатацией на некоторых станциях. Это положительно влияет на безопасность. Есть и другие примеры - существенных сокращений персонала, большего использования менее квалифицированных подрядчиков и повышенного использования технического обслуживания на ходу. Эксплуатирующие организации, которые имеют сильную культуру безопасности, могут легче приспособиться к этим обстоятельствам. Пока еще рано судить о том, как может быть нарушен баланс безопасности, но ясно, что рыночная конкуренция выдвигает новые существенные вызовы регуляторам ядерной безопасности.

Самые очевидные изменения, являющиеся результатом приватизации и конкуренции, это те, которые затрагивают структуры управления эксплуатирующих организаций. Некоторые из возможных вызовов, стоящих перед регулятором в этом отношении, следующие:

- Растворение ответственности за безопасность (изменение собственности, часть ядерной площадки арендуется другими компаниями).
- Отделение владельцев и деловых менеджеров наверху организации от технических менеджеров, управляющих ядерными установками.
- Большее использование дешевых подрядчиков (вероятно, менее квалифицированных).
- Снижение финансовой квалификации обладателей лицензий.

- Выделение менее чем адекватного капитала для вывода из эксплуатации и обращения с отработанным топливом и радиоактивными отходами.

Сокращение персонала станции и привлечение третьих лиц для выполнения некоторых работ специалистами организаций подрядчика может рассматриваться как нормальное деловое решение в ответ на конкурентное давление рынка. Однако эффектом этого в течение длительного времени может стать потеря технической компетентности и ресурсов в организации оператора. Этому может способствовать растущая вера среди остающихся работников, что старшие руководители придают возрастающий приоритет экономике над безопасностью.

Использование подрядчиков не обязательно является вызовом безопасности. Операторы использовали подрядчиков для специализированных задач и общей поддержки в течение многих лет. Вызов безопасности возникает тогда, когда использование подрядчиков становится настолько распространенным, что персоналу оператора становится трудно контролировать их работу и он теряет её понимание и, в конечном счете, теряется профессиональная способность организации оператора эффективно управлять этими процессами. Регулятор должен поддерживать ответственность оператора за техническую компетентность и финансовую состоятельность подрядчиков, за определение и надзор за результатами их работы и за поддержку достаточного технического персонала в организации оператора для эффективного управления в целях безопасности.

Существенным для регулятора в подготовке к тому, чтобы иметь дело с проблемами управления является полное понимание экономических условий конкурентного рынка электроэнергии и соответственно конкурентного давления, которому подвергается оператор. Эти условия будут очень отличаться от тех, что были во времена регулируемых рынков. В дополнение к устойчивому давлению на затраты и производство, будет иметь место давление, чтобы держать ядерные установки в работе в то время, когда цены на электроэнергию являются самыми высокими.

Регулятору может потребоваться увеличить численность своего персонала со специальными знаниями рыночной экономики, финансов, организационных проблем и руководства бизнесом.

Ниже приведены примеры стоящих перед регулятором возможных прямых вызовов безопасности, обусловленных рыночной конкуренцией:

- Руководство оператора сосредоточилось на экономике, а не на безопасности.
- Большое давление на работников может вести к их перенапряжению.
- Чрезмерное сверхурочное время, вызывающее усталость работников.
- Пониженное качество работы (уменьшенный опыт, пониженное качество оборудования).
- Проблемы старения станции (уменьшенное обслуживание и давление для продления срока службы).
- Сниженные запасы безопасности (повышение мощности, увеличенное выгорание топлива).
- Снижение инвестиций для модернизации оборудования и модификаций в целях безопасности.
- Уменьшенная надежность оборудования из-за изменения стратегий обслуживания (уменьшение профилактического обслуживания, увеличение обслуживания на ходу).
- Уменьшение стабильности и надежности электрической сети.

Типы этих проблем, создающих экономическое давление на операторов, подобны традиционным проблемам, с которыми встречались регуляторы в течение многих лет. Однако под влиянием рыночной конкуренции давление на операторов становится более интенсивным и постоянным и может привести к подавлению у работников желания докладывать о проблемах безопасности.

Суммарным воздействием этих прямых вызовов может быть ухудшение состояния безопасности. Реакция регулятора

на них вообще должна быть подобна стандартной программе регулирующего надзора и состоит в поиске ранних признаков ухудшения работы. Однако регулятору может потребоваться усилить внимание к проблемам культуры безопасности таким, как признаки того, что мораль работников станции подвергнута отрицательному влиянию, в том числе, проблемами сохранения работы из-за сокращений персонала.

Вызовы конкуренции на рынках электроэнергии появляются в то время, когда общее сокращение числа предприятий ядерной промышленности за счет их объединения идет уже полным ходом в большинстве стран ОЭСР. Эти изменения в инфраструктуре дают еще один набор потенциальных вызовов для регулятора:

- Меньше опыта в организациях оператора, у продавцов и у подрядчиков.

- Рассеяние способности осуществлять проектные полномочия (потеря знания проектных основ).

- Меньше сотрудничества между операторами.

- Меньше исследований безопасности, проводимых операторами, что ведет к снижению поддержки их положений безопасности.

- Больше давления, чтобы уменьшить программы исследований безопасности регулятора.

Все это создает в ядерных организациях оператора условия для постепенного уменьшения технического опыта в области безопасности. Особенное беспокойство вызывает возможное сокращение исследований безопасности, потому что это прямо ведет к потере поддержки знаний безопасности. Регулятор должен быть твердым в определении того, какая исследовательская информация является необходимой для обоснования положений безопасности оператора

Также как рыночная конкуренция приводит к конкурентному давлению на ядерных операторов, без всяких сомнений возникает соответствующее давление и на регулирующий орган. Ниже приведены некоторые факторы повышенного давления, предсказываемые для регулирующих органов:

- Необходимость компетентности регулятора в новых областях.
- Меньше опыта, доступного для регулятора.
- Более агрессивные отношения между оператором и регулятором (большой нажим, нежелание модификаций).
- Уменьшение потока информации из-за чувствительности рынка.
- Законодательные основания для санкций могут стать неадекватными.
- Давление на регулятора, чтобы избежать требования остановки (длительная остановка может привести к выводу из эксплуатации).
- Операторы требуют большего соответствия регулирующих правил международным нормам.
- Давление, чтобы уменьшить затраты, вызванные регулированием (плата, исследования и размер регулирующего органа).
- Увеличенное прямое давление на регулятора, чтобы уменьшить воспринимаемые как ненужные регулирующие ограничения.

Все эти проблемы увеличивают рабочую нагрузку на регулирующий орган.

Подводя итоги выполненному анализу в рассматриваемых отчетах ОЭСР резюмируются следующие главные элементы нового регулирующего подхода, являющегося ответом на вызовы рыночной конкуренции:

- Регулятор должен полностью понять экономические условия конкурентного рынка электроэнергии и диапазон конкурентных давлений, с которыми сталкивается оператор. Это необходимо для пребывания в тесном контакте со старшим руководством оператора, чтобы изучить, прежде всего, опыт оператора по предложенным изменениям и то, как оператор намеревается поддержать безопасную эксплуатацию станции.
- Регулятор должен рассмотреть, как поддерживаются его существующие технические навыки и какие новые наборы

навыков и компетентности должны быть добавлены регулируемому персоналу, особенно в таких областях, как рыночная экономика, финансы, управление бизнесом, культура безопасности и организационные проблемы.

- Должна быть вновь проанализирована регулирующая программа инспекций для того, чтобы обеспечить её адекватность необходимости обнаруживать ранние признаки ухудшения работы по обеспечению безопасности.

- Регулятор должен определить, какая исследовательская информация необходима для обоснования положений безопасности оператора и аналогичным образом определить адекватные исследовательские программы регулятора.

- Регулятор должен рассмотреть, адекватны ли установленные им регулирующие правила и полномочия для санкций потребностям охватить изменяющиеся условия, вызванные конкуренцией рынка.

- Регулирующий орган должен продолжить обмениваться информацией по безопасности с международными коллегами, особенно опытом эксплуатационных событий, и предпринять специальные усилия для обмена опытом того, как разворачивается конкуренция на рынках электроэнергии.

5.2.3. Другие вызовы ядерному регулированию

Кроме вызовов, рассмотренных выше, в отчетах ОЭСР уделено внимание вызовам ядерному регулированию, обусловленным обратной связью с опытом эксплуатации, модификациями в целях безопасности, выводу ядерных установок из эксплуатации и самооценкой обладателей лицензий. Эти темы рассмотрены в отчетах ОЭСР [4], [5], [7] и [8], и в соответствующих главах публикации [14].

5.2.3.1. Обратная связь с опытом эксплуатации

Необходимость иметь эффективную программу эксплуатационного опыта вытекает из фундаментальной логики, состоящей в том, что серьезным авариям почти всегда предшествуют менее серьезные события - предшественники и что, предприни-

мая на основе полученного опыта меры, предотвращающие повторение подобных событий, оператор тем самым уменьшает вероятность серьезных аварий.

За прошедшие годы практика сбора и анализа информации об эксплуатационном опыте росла в глубину и в ширину, однако, теперь поднимаются вопросы о том, соразмерно ли используются уроки эксплуатационного опыта с их важностью для безопасности. В этом отношении проблемами безопасности являются следующие:

- Уроки могут быть извлечены, но впоследствии с течением времени о них забывают.
- Часто ничего не делается в ответ на информацию, полученную из опыта других.
- Имеется тенденция считать иностранный эксплуатационный опыт не имеющим отношения к собственной ситуации.
- В общем, если эксплуатационный опыт не используется для поддержки эксплуатационной безопасности, то он не является значащим.

Таким образом, вызов поддержанию хорошего состояния эксплуатационной безопасности состоит в том, чтобы обеспечивать быструю информацию о ней в установленные международные системы отчетов и чтобы уроки извлеченного эксплуатационного опыта, как своего, так и международного, фактически использовались для поддержки безопасности.

Регулирующий орган должен иметь собственную систему сбора и анализа эксплуатационного опыта, но это не может заменить оператору необходимость иметь свою эффективную программу сбора и анализа эксплуатационного опыта.

Программа регулятора должна быть независимой от программ операторов и в них, несомненно, будут различия. Например, маловероятно, чтобы программа сбора эксплуатационного опыта оператора включала результаты исследований во всем мире или обширный неядерный опыт. Вызов для регулятора в этом случае состоит в том, чтобы собрать и проанализировать подходящие исследования и неядерный эксплуатационный опыт и распространить их либо через операторов, организации

промышленности, или через собственную программу эксплуатационного опыта регулятора.

Еще одна ответственность регулирующего органа - необходимость в осторожном отслеживании эксплуатационного опыта, например, частоты отказов оборудования, частоты отказов систем, эффектов старения, таких как трещины из-за коррозии под напряжением, и даже культуры безопасности и организационных проблем. Регулярный обзор информации по их тенденциям должен быть частью процедуры эксплуатационного опыта регулятора.

В отчетах ОЭСР детально рассмотрены действия регулятора, которые он может предпринять, для подтверждения того, что операторы имеют эффективные программы для сбора и анализа эксплуатационного опыта и для того, чтобы предпринимать шаги, препятствующие повторению неблагоприятных событий и условий, что так же важно. Эти регулирующие действия включают специальные программы инспекций эксплуатационного опыта оператора и обсуждения со старшими менеджерами станции, подчеркивающими важность наличия эффективной программы эксплуатационного опыта.

В дополнение к надзору за программами оператора, регулятор несет ответственность за то, чтобы были приняты во внимание общеотраслевые тенденции, как национальные, так и международные.

5.2.3.2. Модификации в целях безопасности

В условиях растущей конкуренции на рынках электроэнергии, которые были описаны выше, часто звучит требование ядерных операторов о необходимости обеспечения стабильности регулирования, т.е. обеспечения устойчивости набора регулирующих требований безопасности, которые должен выполнять оператор и которые бы часто не изменялись регулятором. Другими словами, есть растущее давление на регулятора уменьшить число модификаций в целях безопасности, которые часто связаны с изменением регулирующих требований. Это давление представляет собой вызов регулятору.

Термин модификация связан с новыми проблемами безопасности и соответствующими регулирующими подходами для их решения. В странах, где подход является менее предписывающим, а регулирующие документы устанавливают только цели, проблема модификаций решается через процесс, включающий обсуждения между регулятором и оператором без формальных изменений регулирующих требований. В странах с более предписывающим подходом модификация после обсуждений между регулятором и оператором решается через новое или измененное требование регулятора внести изменения в эксплуатационные режимы станции, изменить системы, конструкции или компоненты станции, изменить программы или процедуры, используемые для поддержки эксплуатации станции, изменить в тех же целях организацию, изменить квалификацию или подготовку работников, занятых в сфере безопасности на станции.

За прошлые четыре десятилетия коммерческой эксплуатации атомных станций требования модификаций в целях безопасности часто возникали со стороны регуляторов по следующим причинам:

а) Поддержать необходимый уровень безопасности станции или станций.

б) Обеспечить соответствие с существующими регулирующими положениями.

с) Существенно повысить безопасность, когда новая информация или анализ показывали, что такое повышение необходимо и практически осуществимо.

Было много случаев, когда операторы ядерной установки самостоятельно проявляли инициативу и осуществляли модификации по тем же самым причинам. Некоторые операторы придерживаются политики непрерывных улучшений, которые могут также приводить к инициированию оператором модификаций для того, чтобы улучшить безопасность. Эта непрерывная политика улучшений основывается на регулярных самооценках состояния безопасности и включает программы для корректирующих мер, оценки эксплуатационного опыта и тестирования эффективности лучших методов ядерной промышленности.

Большое количество модификаций в целях безопасности за

прошедшие годы является существенным вкладом в улучшенное состояние безопасности станций ОЭСР. Однако ни операторы, ни регуляторы не должны позволить себе, чтобы улучшенное состояние безопасности было причиной для самодовольства.

Регулирующие органы признают, что всегда есть аргументы за и против модификаций и что операторы желают иметь стабильность регулирования. Однако устойчивая окружающая среда регулирования не означает, что не может быть новых модификаций ядерных установок в целях безопасности.

Принятие решений о необходимости модификаций в целях безопасности - нормальная деятельность для любого регулирующего органа, и все регуляторы могут указать на фактические решения о модификациях в прошлом. Отчет [7] и соответствующая глава публикации [14] описывают примеры множества ситуаций, которые могли бы вызвать вопросы о модификациях в целях безопасности. Эти ситуации обусловили следующие аспекты деятельности АЭС:

- Эксплуатационные события.
- Эксплуатационный опыт (условия).
- Эксплуатационные режимы станции.
- Развитие в технологии ядерной установки.
- Новое понимание на основе вероятностных анализов безопасности (ВАБ).
- Эффекты старения станции.
- Полученные инспекционные данные.
- Новые полученные данные исследований.
- Новая внешняя информация на станции.
- Новое международное согласие о безопасности (или стандарты).
- Новое понимание на основе периодических оценок безопасности.
- Оценка безопасности для продления срока службы станции.

- Международное согласие по хорошим методам безопасности.

Когда возникает ситуация, подобная одному из описанных в отчетах ОЭСР примеров, в которых основные проблемы безопасности очевидны, то и регулятор, и оператор заинтересованы в решении этих проблем. Если же возникает различие мнений по вопросу проблем безопасности, то взгляды регулятора должны быть приоритетными.

Далее в отчетах детально описывается общий регулирующий подход к вопросу модификаций в целях безопасности, главные этапы которого следующие:

- Регулярный анализ эксплуатационного опыта станции, особенно эксплуатационных событий, чтобы определить имеются ли новые проблемы безопасности.

- Регулярный обзор результатов анализов безопасности (например, вероятностного анализа безопасности и периодических оценок безопасности) и исследовательской деятельности.

- Всесторонний обзор выявления фактов потенциальных новых проблем безопасности.

- Частые и полные обсуждения с операторами их взглядов на ситуации и их предложений по тому, как справиться с проблемами безопасности.

- Осторожный анализ всех за и против различных вариантов модификаций.

- Контроль модификации через выполнение регулирующей инспекционной программы после решения вопроса о модификации и её выполнения.

- Пересмотр регулирующего руководства, в случае необходимости, для учета принятого решения о модификации.

Ключевой принцип этого подхода состоит в том, чтобы ответственность за безопасную эксплуатацию атомных электростанций оставалась за операторами, а для определения их взглядов на проблемы безопасности и предложений по рассмотрению и решению этих проблем необходимо сохранить диалог регулятора+ с операторами.

5.2.3.3. Вывод из эксплуатации

Вопросы безопасности, охранные меры, проблемы экологического и публичного порядка, которые возникают при выводе из эксплуатации, детально рассмотрены в отчете [8] и в соответствующей главе публикации [14]. Они очень отличаются от тех, что существуют во время эксплуатации и часто могут быть связаны с весьма высоким общественным интересом и беспокойством. Эти новые проблемы безопасности, экологии, организационные, человеческие факторы и проблемы публичного порядка создают новые вызовы для регулятора.

Подходы к регулированию вывода из эксплуатации так же как и к регулированию эксплуатации ядерных установок различны среди стран ОЭСР. Некоторые страны имеют или разрабатывают общие регулирующие руководства, применимые как к эксплуатации, так и к выводу из эксплуатации, в то время как другие имеют предписывающие правила и руководства, которые применяются определенно к выводу из эксплуатации. Все регуляторы, однако, разделяют одинаковые общие цели регулирования - а именно, чтобы (а) меры по выводу из эксплуатации проводились безопасно, (b) использовались хорошие принципы обращения с радиоактивными отходами, и (с) площадка оставалась в приемлемом конечном состоянии.

Хотя ранние стадии вывода из эксплуатации могут напоминать действия во время нормальной остановки, опыт показал, что вывод из эксплуатации это не просто расширение эксплуатации, похожее на новый эксплуатационный режим, а нечто иное. Серьезные различия появляются вскоре после того, как оператор начнет предпринимать действия, переводящие установку в постоянно неработоспособное состояние.

Важно, чтобы руководство и персонал установки понимали фундаментальную природу изменений, имеющих место во время этой фазы. Будут предприняты действия, которые являются эффективно необратимыми, и персонал оператора должен справиться с эмоциональными эффектами, возникающими от того, что установка никогда не будет работать снова. Появля-

ются новые организационные проблемы и проблемы человеческого фактора, такие как необходимость поддержки ключевого кадрового состава и опыта персонала и необходимость поддерживать внимание на безопасности во время этого изменчивого периода времени.

Когда прекращается эксплуатация ядерной установки и начинается фаза вывода из эксплуатации, оператор и регулятор оказываются перед вызовами, очень отличными от таковых для эксплуатируемой установки. Оператор должен иметь стратегический план вывода из эксплуатации, готовый до останова и рассмотренный регулирующим органом, чтобы направлять менеджеров и работников установки через изменяющиеся обстоятельства. Существенная часть этого стратегического плана должна быть планом оператора относительно обеспечения адекватного капитала для завершения деятельности по выводу из эксплуатации. Фактически регулятор должен обеспечить, чтобы оператор откладывал капитал, возможно в доверительной собственности в то время, когда установка еще работает и приносит доходы.

Регулирующий ответ на вызовы вывода из эксплуатации включает частые контакты с руководством оператора, пересмотр программы инспекций и постоянную связь с общественностью и местными властями. В интересах эффективного регулирования лучше задолго до начала вывода из эксплуатации уладить важные проблемы публичного порядка, такие как критерии выброса материалов, критерии освобождения от контроля площадки и готовность захоронения отходов или участков хранения. В этом отношении, регулирующие органы должны продолжить делиться информацией о выводе из эксплуатации и событиях с их международными коллегами.

5.2.3.4. Самооценка обладателей лицензий

В отчете ОЭСР [5] и в соответствующей главе публикации [14] самооценка обладателя лицензии, сокращенно обозначаемая как LSA (Licensee Self Assessment), определяется как все действия, которые обладатель лицензии выполняет для выявления возможностей улучшений.

LSA является составной частью процессов управления обладателем лицензии, которые могут обеспечить ему более высокий уровень работы в отношении:

- Безопасности.
- Эффективности.
- Экономики.

Выполнение такой деятельности обладателем лицензии является одним из признаков хорошей культуры безопасности.

Регулятор заинтересован в этой деятельности и даже использует её в своей работе, получая информацию от обладателей лицензий. Однако в странах ОЭСР нет единого подхода к ней, а в большинстве из них нет даже явных официальных требований к такой деятельности. Чаще всего она связывается с деятельностью по обеспечению качества. Отметим, что в стандарте МАГАТЭ [18] такое требование на проведение самооценки содержится. Оно адресовано старшему руководству и руководству всех других уровней как организаций, осуществляющих деятельность на ядерных установках, так и регулирующих органов, и имеет целью оценку показателей выполнения работы и повышение культуры безопасности.

В отчете ОЭСР [5] и в публикации [14] приводятся полные результаты анкетного опроса стран ОЭСР по различным аспектам этой деятельности. Его результаты дают полную картину деятельности по самооценке обладателей лицензий в разных странах и отношения к ней регуляторов ядерной безопасности. Эти результаты могут быть использованы для формирования или корректировки собственных подходов к такой деятельности и её оценкам каждым регулятором.

5.2.4. Эффективность и успешность ядерного регулирования

Этой проблеме посвящены два отчета ОЭСР [9] и [10] и соответственно главы 9 и 10 публикации [14].

Организации, структуры и процессы регулирования сформировались за прошедшие приблизительно 50 лет. Существенные изменения в них были внесены в связи с последующими событиями, такими как аварии на АЭС Трехмильный Остров и в

Чернобыле. Однако сейчас на то, как должны функционировать регулирующие органы, начинают воздействовать иные чем события факторы. Это экономические факторы, дерегулирование, технологические достижения, правительственный надзор и общие требования открытости и ответственности. Они являются одними из главных элементов, которые принуждают регулирующие органы рассматривать свою эффективность.

Модель для оценки и измерения успешности и эффективности регулирования, обсуждаемая в отчетах ОЭСР, включает обычные представления об управлении такие же, как в современной практике деловых отношений, применимых к правительственным организациям.

Формальное определение эффективности регулирования, принятое в отчетах ОЭСР, строится на утверждении МАГАТЭ в [19] с дополнением его проблемой поддержания компетентности регулирующего органа. Оно читается следующим образом:

«Учитывая необходимые полномочия и ресурсы как предпосылки, регулирующий орган эффективен когда:

- Обеспечивает, что приемлемый уровень безопасности поддерживается регулируемой эксплуатирующей организацией.
- Развивает и поддерживает адекватный уровень компетентности.
- Предпринимает соответствующие меры, чтобы предотвратить ухудшение безопасности и поддержать улучшения безопасности.
- Выполняет свои регулирующие функции своевременно и рентабельно, а также обеспечивает доверие эксплуатирующих организаций, широкой общественности и правительства.
- Стремится к непрерывным улучшениям своей работы».

Далее было определено различие между эффективностью и успешностью – двумя терминами, которые часто используются, подменяя друг друга. Были установлены следующие простые определения:

Эффективность регулирования означает ... “сделать необходимую работу”,

тогда как

Успешность регулирования означает...“сделать работу необходимым образом”.

Из этих определений следует, что эффективность регулирования тесно связана с миссией регулирующего органа, а успешность – с качеством её выполнения.

Для оценки и измерения успешности и эффективности регулирования была предложена модель. Эта модель изображена на рис 1. Она включает упоминавшиеся выше традиционные представления об управлении, а так же современную деловую практику, применимую к правительственным организациям.



Рис. 1 Модель успешности и эффективности регулирования

На основе этой модели несколько стран выполнили конкретное исследование. Было установлено, что должна быть подчеркнута динамика организации, в особенности необходимость непрерывного улучшения работы. Была также подчеркнута и

поддержана концепция “уроков организации”. Шаги деятельности регулирующего органа включают: определение проблем; набор целей для решения проблем; проектные решения, осуществление их, оценка их эффективности, отслеживание успехов, идентификация проблем, и т.д.- повторение процесса как бесконечной петли, представленной на рис 2.

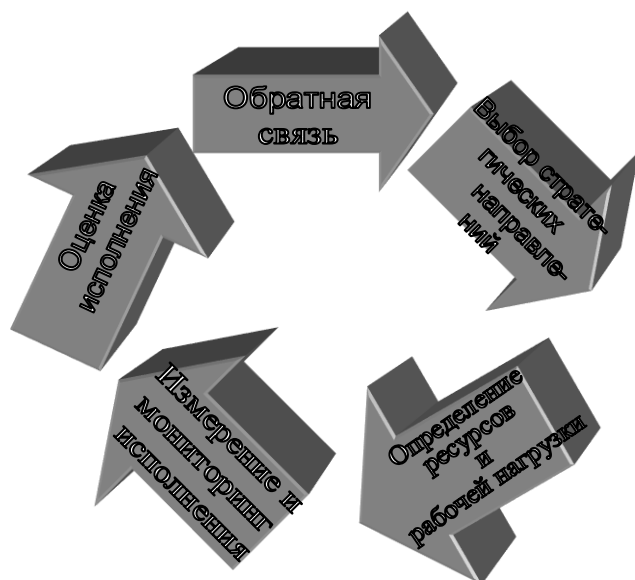


Рис. 2 Модель непрерывных улучшений

Внести вклад в эффективность регулирования, т.е. выполнение необходимой работы, и в успешность регулирования, т.е. выполнение работы необходимым образом может принятие регулирующим органом системы обеспечения качества. Для регулятора это подразумевает наличие системы, покрывающей все аспекты работы по регулированию, применение её, проверку заявленного содержания через обратную связь и процесс рассмотрения, улучшение системы в течение длительного периода времени и следование ей.

В отчетах ОЭСР рассмотрено несколько моделей систем обеспечения качества, применяемых регуляторами государств – членом. Среди них модель, рекомендованная МАГАТЭ в документе по **Обеспечению качества для регулирующих органов, IAEA-TECDOC-1090**, который предоставляет информацию и

хорошие методы по разработке и применению обеспечения качества к регулирующей деятельности для эффективного и успешного выполнения требований мандата регулятора.

Предпочтительность какой либо из моделей качества при рассмотрении выявлена не была. Важно, чтобы одна из моделей была применена для раскрытия заинтересованных сторон, используемых процессов и ожидаемых результатов. Если это ясно, то регулятор имеет все шансы для улучшений. Важно также, чтобы система была задокументирована для обеспечения прозрачности и последовательности процессов и позволяла легко оценивать необходимую компетентность персонала и требования по его подготовке.

Для любой организации, работающей в системе качества, такой как представлена на Рис. 1, существенно иметь соответствующие показатели результатов ее работы. Чтобы определить значимые и измеримые показатели для регулирующего органа, необходимо идентифицировать все его заинтересованные стороны и их ожидания от взаимодействия с ним. Если регулятор установил такой набор показателей, то может использовать его, чтобы попытаться определить свой вклад в полную безопасность.

Основанный на результатах работы метод управления позволяет регулируемому органу:

- Иметь ясный, четкий и предсказуемый регулирующий режим.
- Сосредоточить внимание на связанных с безопасностью самых важных и существенных для риска аспектах деятельности эксплуатирующих организаций.
- Установить объективные критерии оценки работы эксплуатирующих организаций.
- Обеспечить механизм обратной связи для оценки прямых и косвенных влияний регулирующей деятельности на поддержку и улучшение безопасности атомных электростанций.
- Идентифицировать организационные и культурные

проблемы эксплуатирующих организаций, затрагивающие безопасность.

- Идентифицировать факторы, которые затрагивают безопасность и могут включать организационные и культурные проблемы эксплуатирующей организации.

Поэтому желательно попытаться развить такую систему показателей выполнения работы, которая бы вносила свой вклад в достижение этих целей. Подход к управлению регулирующим органом на основе результатов его работы должен быть сфокусирован, прежде всего, на актуальных результатах (т. е. желательных результатах), а не только на объеме сделанной работы (т.е. на продукции).

Важно отметить, что Концепция административной реформы в Российской Федерации [20] как раз и устанавливает в качестве одной из главных задач этой реформы внедрение в органах исполнительной власти принципов и процедур управления, ориентированного на результат, для чего необходимо обеспечить разработку ключевых измеримых показателей эффективности и результативности деятельности органов исполнительной власти по основным направлениям их деятельности в соответствии со стратегическими целями государства.

Учитывая специфику работы регулирующего органа, для оценки его результатов необходимо использовать прямые и косвенные показатели:

- *Прямые* показатели выполнения работы измеряют собственную деятельность регулятора и используют данные, произведенные непосредственно в организации органа регулирования.

- *Косвенные* показатели выполнения работы полагаются на показатели других заинтересованных сторон, преимущественно обладателей лицензий, чтобы вывести оценку работы регулирующего органа.

Преимущество прямых показателей состоит в том, что они обеспечивают относительно однозначную меру соответствующих аспектов работы регулятора. Однако проблема большинства из них состоит в том, что они не дают оценки выполнения

фундаментальной миссии регулирующего органа и достижения желательных результатов по снижению риска и обеспечению безопасности обладателями лицензий. Косвенные показатели могут пролить свет на эти желательные результаты регулирования, но их нужно рассматривать с большой осторожностью, чтобы выделить вклад регулирующего органа в достижение конечного результата.

Когда регуляторы применяют в своих организациях модель управления качеством, они обычно определяют пять или больше органов, которые имеют законный интерес в их деятельности. Такие заинтересованные стороны включают:

- Широкую общественность.
- Обладателей ядерных лицензий.
- Правительственные ведомства.
- Другие национальные агентства и органы, заинтересованные ядерной энергетикой (другие промышленные и финансовые регуляторы, организации технической поддержки, исследовательские организации, национальные консультативные органы, и т.п.).
- Заинтересованные в деятельности регулятора группы.

Как указывалось выше, эффективность регулирующего органа в выполнении его фундаментальной миссии (обеспечивать безопасность ядерной промышленности) может быть оценена только косвенно, используя показатели, которые выводятся и зависят от работы обладателей лицензий. Такие показатели должны в идеале показать воздействие регулирующего органа на:

- Предсказываемую частоту потенциальных аварий (особенно тяжелых аварий).
- Уровни профессионального облучения и облучения населения.
- Число существенных событий, произошедших на станции, и тех, которые могли произойти в результате их развития, но не произошли.

- "Здоровье" культуры безопасности обладателя лицензии и систем административного управления в целях безопасности.
- Минимизацию производства радиоактивных отходов и экологического воздействия станции.

Некоторые из этих показателей (особенно последний) могут зависеть не только от работы обладателей лицензий, но также и от политики и деятельности других регулирующих агентств.

Другие важные показатели состояния безопасности АЭС, которые может использовать регулятор в качестве косвенных показателей эффективности, включают:

- Незапланированные срабатывания аварийной защиты реактора.
- Незапланированные изменения мощности.
- Неготовность систем безопасности.
- Нарушения технических спецификаций и правил эксплуатации/ инструкций.
- Отказы систем безопасности.
- Утечку из под топливных оболочек (измеренную по радиоактивности в системе реакторного теплоносителя).
- Скорость утечки реакторного теплоносителя.
- Аварийную готовность и тренировки.
- Эффективность контроля профессионального облучения.
- Мониторинг и контроль радиоактивных выделений.
- Полноту документации по подготовке персонала.

Другие заинтересованные стороны могут иметь дополнительные или альтернативные ожидания от регулирующего органа.

Регулирующий орган должен очень тщательно анализировать, что является ожидаемым от него результатом со стороны каждой из его заинтересованных сторон для того, чтобы устанавливать связанные с ней измерители выполнения работы. Тогда возможно использовать такие прямые показатели, как:

- Своевременная и эффективная обработка "связанной с

безопасностью деловой активности” обладателей лицензий (соблюдение сроков, уход от неэффективных взаимодействий с обладателями лицензий, обладание правильным опытом регулирования, полученным своевременно/должным способом обучения, использование надлежащей приоритезации проблем безопасности, и т.д.).

- Создание окружающей атмосферы, которая облегчает обладателям лицензий подготовку представляемых ими обоснований безопасности “правильно с первого раза” (ясность изданных регулирующих стандартов и требований, хорошо понятные регулирующие процедуры, последовательное и предсказуемое принятие регулирующих решений и т.д.).

- Соответствие внутренним стандартам качества, стоимости и своевременности для того, чтобы разрабатывать технические отчеты, документы по решениям, документы публичных слушаний и т. д.

- Соответствие внутренним стандартам качества, стоимости и своевременности для информирования/связей с общественностью.

- Соответствие внутренним стандартам качества, стоимости и своевременности для необходимых действий по принуждению (работающим по согласованной стратегии применения санкций с predetermined критериями "успеха").

- Соответствие согласованным стандартам качества, стоимости и своевременности для других действий, таких как помощь/советы другим правительственным ведомствам, парламентским комитетам, международной работе, исследовательской деятельности, и т.д.

- Соответствие согласованным стандартам качества, стоимости и своевременности для того, чтобы иметь дело с корреспонденцией от общественности, заинтересованных в деятельности регулятора групп, и т.д.

Хорошо известная проблема любой системы показателей выполнения работы – это стремление уделять больше внимания *объему* работы, чем ее *качеству*. Система показателей должна

определить, как будет оцениваться качество, а превалирующая значимость качества должна быть понятна персоналу.

В рассматриваемых отчетах уделяется внимание еще одной проблеме. Это определение ценности вклада, вносимого регулятором. Двумя главными результатами деятельности любого органа, регулирующего ядерную безопасность, должны быть:

- Безопасные ядерные установки.
- Доверие заинтересованных сторон регулирующей власти.

Эти результаты должны быть достигнуты эффективным образом, с высоким качеством и без ненужных расходов обладателей лицензий и общества в целом.

Трудно изобрести показатели выполнения работы, которые бы показывали до какой степени регулирующий орган достиг этих желательных результатов. Результат “безопасность ядерной установки” зависит в значительной степени от деятельности обладателей лицензий и нет прямых количественных показателей воздействия на его достижение регулирующего органа. Результат “доверие заинтересованной стороны регулирующей власти” включает множество результатов, зависящих от ожиданий различных заинтересованных сторон, которые они имеют относительно роли и деятельности регулятора. В любом случае успешность оценки вклада, вносимого регулятором в достижение желаемых результатов, зависит от того, какие приняты показатели выполнения работы регулятором.

В отчете [10] и в соответствующей главе публикации [14] приводятся результаты пилотного проекта проведенного целевой группой Комитета по вопросам ядерного регулирования, состоявшей из регуляторов девяти стран-членов АЯЭ, в ходе выполнения которого была опробована полезность прямых показателей выполнения работы для оценки и контактов по вопросам успешности и эффективности регулирования.

Были разработаны прямые показатели, которые могли бы:

- Подтвердить, что работа по регулированию проводится в соответствии с миссией, стратегией и планами регулятора.

- Подтвердить, что работа проводится в соответствии с внутренней политикой и процедурами качества.
- Измерять исполнение работы.
- Определять восприятие разными заинтересованными сторонами и персоналом процесса регулирования.
- Способствовать использованию для регулирования детальных рабочих планов.

Пилотный проект выполнялся в течение одного года. В процессе его выполнения были опробованы представленные ниже 32 прямых показателя выполнения работы регулятором для всех пяти признаков его эффективности.

1. Обеспечивать, чтобы приемлемый уровень безопасности поддерживался регулирующими эксплуатирующими организациями

- Ясные и всеобъемлющие правила и руководства публикуются и обновляются.
- Проводятся запланированные инспекции.
- Проводятся оценки безопасности.
- События, происходящие у обладателя лицензии, регистрируются и анализируются.
- Планируется и проводится обучение на случай чрезвычайной ситуации
- Происходит реагирование на проблемы чрезвычайных ситуаций
- Проводятся комплексные оценки безопасности ядерных установок обладателя лицензии
- Недостатки в области безопасности регистрируются и исправляются

2. Разработка и поддержание адекватного уровня компетентности

- Определяются и обновляются в соответствии с планом финансовые и человеческие ресурсы, необходимые для проведения регулирующего контроля.
- Проводится обучение и профессиональное развитие персонала регулирующего органа.

- Поддерживается необходимое мастерство.
- Рабочая нагрузка на персонал соответствует организации обучения.

3. Принятие соответствующих мер, предотвращающих ухудшение безопасности и способствующих её улучшению

- Реагирование регулирующего органа на периодические оценки (обзоры) безопасности.
- Собирается опыт внештатных ситуаций, стационарных отказов и их устранения, а затем этот опыт вносится в программу действий регулятора.
- Разрабатывается активная программа связанных с безопасностью исследований, а затем она выполняется в соответствии с согласованным/опубликованным планом
- Проводится мониторинг менеджмента безопасности организаций, поднадзорных регулирующему органу

4. Выполнение своих регулирующих функций своевременно и рентабельно, а также обеспечение доверия эксплуатирующих организаций, широкой общественности и правительства

- Итоговые задачи (например, миссия и цели) выполняются соответствующим образом.
- Принятие решений происходит в соответствии с критериями
- Своевременность, ясность и открытость процессов и процедур регулирования соответствуют критериям и задачам
- Системы контроля документации регулятора соответствуют установленным стандартам качества
- Первоначальные ответные действия регулятора на любую внештатную или аварийную ситуацию на установке, на которую выдана лицензия, соответствуют согласованному, опубликованному плану
- Санкции, предпринимаемые регулятором, проводятся в соответствии с проводимой политикой
- Обязательства регулятора по информированию/контактам с другими заинтересованными сторонами (например, с правительством, с широкой общественностью и т. д.) выполняются в соответствии с проводимой политикой.

- Международные обязательства регулятора выполняются в соответствии с согласованным планом
- Управление контрактами происходит в соответствии с согласованной/опубликованной политикой
- Руководство чутко реагирует на события и поддерживает видение задач, миссию и ценности организации

5. *Стремление к постоянному улучшению своей работы*

- В процессе регулирования устанавливается, анализируется и используется должным образом на регулярной основе обратная связь со всеми заинтересованными сторонами, включая обладателей лицензий.

- Эффективность и успешность любой программы действий в ответ на обратную связь с обладателями лицензий и другими заинтересованными сторонами определяется в соответствии с критериями.

- Результаты регулирования процессов систематически пересматриваются и переоцениваются в соответствии с согласованными/опубликованными критериями, а также используются для изменений стратегического направления на следующий год.

- Регулирующая деятельность оценивается по отношению к общей миссии для определения степени достижения конечных целей.

- План регулирования и связанные с ним показатели выполнения работы регулярно оцениваются для того, чтобы удостовериться, что конечные продукты соответствуют ожидаемым результатам и что ресурсы используются успешно и эффективно

- Имеется официальный бизнес-план и/или система управления качеством

По завершении пилотного проекта был проведен международный форум «Измерение, оценка и контакты по вопросам эффективности регулирования» (“Measuring, Assessing and Communicating Regulatory Effectiveness, (MACRE 2003)”), на кото-

ром была утверждена работа целевой группы и высказаны полезные соображения.

На основе опыта, полученного в результате этого пилотного проекта, рекомендовано всем странам использовать прямые показатели выполнения работы, включая и те, что использовались в пилотном проекте, в той степени, которая возможна для оценки и улучшения своей эффективности и успешности регулирования. Максимальная польза может быть извлечена из использования показателей выполнения работы, если они являются частью установленной системы управления качеством.

5.2.5. Улучшать или поддерживать ядерную безопасность?

Практически, все регулирующие органы требуют, чтобы были сделаны улучшения для исправления недостатков или когда для этого имеются иные основания. Однако различные описания того, должна ли безопасность быть поддержана или улучшена, могут запутать заинтересованные стороны регулятора, особенно обладателей лицензий и широкую общественность.

Фундаментальной целью всех органов регулирования ядерной безопасности является обеспечение того, чтобы ядерные компании всегда эксплуатировали свои станции приемлемо безопасным образом. Но проблема состоит в том, что время существования атомной электростанции от начальных стадий её проекта до её возможного вывода из эксплуатации и демонтажа может составлять целых пятьдесят лет или больше. За такой длительный период времени, конечно, будут большие изменения в технических и научных знаниях, которые подкрепляют проект, строительство, эксплуатацию и обслуживание станции, так же как и в лучшем понимании угроз, с которыми сталкивается станция, от разнообразных внутренних и внешних источников. Другими словами достижения в науке и технике постоянно изменяются и представляют новые вызовы как компаниям, так и регулирующему органу.

Еще больший вызов регулятору состоит в том, чтобы определить что такое "приемлемый" уровень безопасности. То, что является приемлемым должно решить общество, взвешивая

риски и выгоды любой специфической деятельности для определения того, где находится баланс. Ясно, что этот баланс изменяется со временем. Вызов любому регулирующему органу состоит в том, чтобы интерпретировать ответ общества на вопрос "какая безопасность является достаточной безопасностью?" и отразить это в регулирующих стандартах и в стратегии мер принуждения, которые он принимает.

Обычно прежде чем атомная электростанция вводится в эксплуатацию, устанавливается её лицензионная основа, которая состоит из: детального описания станции и установок площадки, анализа безопасности проекта, примененных кодов и стандартов, эксплуатационных процедур, правил и пределов, чрезвычайных мер, и т.п. Предоставляя лицензию, регулирующая власть должна принять во внимание взгляды общества на то, какой уровень риска является "приемлемым", а также достигнутый уровень науки и техники. Как только лицензионная основа установлена, регулирующая власть требует, чтобы станция оставалась в соответствии с ней в течение всего её срока службы, то есть должен **поддерживаться** такой уровень безопасности, каким он определен в лицензионной основе.

Однако, хотя лицензионная основа остается той же самой, научное и техническое понимание различных её компонентов может изменяться. Например, много старых станций лицензировалось на основе подхода "максимальной вероятной аварии", когда в проекте необходимо было показать, что станция может противостоять такому случаю. Применение процедуры современной вероятностной оценки безопасности к таким станциям показало что:

- "Максимальная вероятная авария" является только одной из многих возможных аварий, с которыми системам безопасности станции потенциально придется справляться.

- Даже для "максимальной вероятной аварии" часто выявляется, что в то время, когда согласовывались первоначальные проектные основы, дополнительные аспекты должным образом не рассматривались.

Когда все эти эффекты были полностью оценены, то обладатели лицензий должны были сделать модификации станций и улучшения, чтобы справиться с ними и **поддержать**, таким образом, лицензионную основу, а не улучшить безопасность в соответствии с какими либо новыми ожиданиями общества.

Обладатели лицензий всегда должны эксплуатировать свои станции в пределах лицензионных основ. Никакая регулирующая власть не позволила бы АЭС продолжать работать на основе предыдущих стандартов безопасности, если развитие состояния достижений в науке и технике (типа вероятностной оценки безопасности) показало ясные недостатки в стандартах безопасности или в степени их выполнения станцией. Однако обладатели лицензий не всегда в состоянии оценить, что подкрепляющее лицензионные основы понимание науки и техники может требовать улучшений станции или модификаций только, чтобы **поддержать** лицензионные основы.

Авиационная промышленность пыталась за прошлые 20 лет улучшить безопасность через постоянную бдительность, обратную связь с опытом, введение новых технологий и исследования, особенно в человеческом факторе. Действительность, однако, оказалась такой, что все усилия по улучшению только поддерживали уровень безопасности. Здесь очень хорошим уроком для ядерной безопасности может быть французское выражение: *qui n'avance pas recule!*, означающее: «не двигаясь вперед, ты движешься назад!».

Все регулирующие власти признают, что они должны ощутимо реагировать на представления общества об уровне приемлемого риска. Действительно, другие регуляторы безопасности - в гражданской авиации, продуктах питания, здоровье и окружающей среде имеют подобные проблемы. Это - трудная проблема, которой занимаются по-разному различные регулирующие органы в зависимости от культуры и традиций их конкретных стран. Тем не менее, регуляторы должны иметь некоторые методы для того, чтобы взвесить ответ общества на вопрос "какая безопасность является достаточной безопасностью?" и чтобы решить в любое конкретное время и для любой конкретной станции

означает ли это, что безопасность должна быть **улучшена, поддержана** или даже **снижена** (в соответствии с лучшим знанием внутренних запасов в моделях и предположениях).

Важны открытость и ясность для того, чтобы общественность могла оценить имеющиеся технические аргументы, а обладатели лицензий могли понять основания, на которых регулятор базирует свое решение. Регулятор не должен создавать впечатление, что оператору дается карт бланш управлять своей станцией без внесения изменений в течение некоторого отрезка времени независимо от взгляда общественности на то, что является приемлемым, и не должен постоянно изменять «положение целей» регулирования в попытке отразить каждое колебание в восприятии отношения общества к ядерной энергетике. Поддержка безопасности вместо её улучшения приносит риск господства рутины и ошибок по невнимательности.

5.2.6. Принятие решений при ядерном регулировании

Принятие решений регулятором является важным фактором, затрагивающим отношения между регулятором и оператором. Для достижения фундаментальной цели регулирования, упоминавшейся выше, регулирующий орган должен стремиться к тому, чтобы его регулирующие решения были технически основательными, непротиворечивыми от случая к случаю и своевременными. Кроме того, регулятор должен знать, что его решения и сопровождающие их обстоятельства могут затронуть заинтересованные стороны, типа правительственных политиков, промышленность, которую он регулирует, и общественность, рассматривающих его как эффективного и надежного регулятора. Чтобы поддерживать доверие этих заинтересованных сторон, регулятор должен быть убежден, что его решения прозрачны, имеют ясные основания в законах и регулирующих положениях и, как замечают беспристрастные наблюдатели, являются справедливыми по отношению ко всем сторонам.

Для достижения этих целей, регулятор должен руководствоваться комплексной структурой принятия регулирующих решений. Структура может быть приспособлена к различным ти-

пам процессов принятия решений, но она должна соответствовать национальным законам, таможенным, международным соглашениям, регулирующим положениям и внутренней политике регулятора. Основные элементы такого подхода к принятию решений следующие:

- (a) ясно определить проблему,
- (b) оценить значимость проблемы для безопасности,
- (c) определить законы, регулирующие положения или критерии, которые будут применены,
- (d) собрать подходящую информацию и данные,
- (e) подумать об экспертизе и требуемых ресурсах,
- (f) договориться об исследованиях, которые будут выполнены,
- (g) назначить приоритеты проблем среди другой рабочей нагрузки агентства,
- (h) принять хорошие решения на основе хорошей информации и, наконец,
- (i) написать ясное решение и его основание и издать решение, когда необходимо.

Не к каждой проблеме, стоящей перед регулятором, можно подходить таким структурированным образом. В некоторых ситуациях заключение регулятора о приемлемости безопасности на той или иной установке можно вывести очень быстро. Например, в ситуации, когда во время периодической инспекции неразрушающий контроль оператора обнаруживает трещины, образовавшиеся в не отсекаемой клапанами линии, при этом, трещины имеют размер выше критического и заметно увеличились со времени последней инспекции. В таком случае регулятор должен счесть такую ситуацию не безопасной и предпринять немедленные регулирующие действия, не ожидая сбора и анализа всей остальной информации о безопасности, требуемой структурированным подходом.

Будут и другие неожиданные события, срочные ситуации, нехватка информации, неуверенность в информации, трудные случаи со значительными различиями мнений и другие вызовы. Тем не менее, возможность обращения за помощью к структуре

принятия решений принесет пользу регулятору, способствуя последовательности и эффективности этого процесса.

Операторы ядерной установки будут также видеть выгоды от устойчивой и последовательной структуры принятия регулирующих решений. Другие заинтересованные стороны также могут видеть выгоды и таким образом увеличат доверие к процессу принятия решений регулятором, зная, что он имеет структурированную основу.

Вместе с тем при структурированном процессе принятия решений, мы должны иметь в виду, что он не может заменить опыт и суждения старших менеджеров в регулирующем органе, полученном за многие годы в столкновении с разнообразными ситуациями и при принятии регулирующих решений. Поэтому структура принятия решений не должна быть настолько жесткой, что бы не оставлять места для индивидуальных суждений и усмотрения со стороны инспекторов и менеджеров в принятии регулирующих решений.

Ниже приведены примеры типов решения проблем для АЭС, с которыми может сталкиваться регулятор:

- Установление регулирующих требований, включая согласованные стандарты.
- Предоставление лицензий и разрешений.
- Рассмотрение модификаций станции в ответ на запросы оператора.
- Рассмотрение изменений в проекте топлива и пределов для эксплуатации топлива.
- Рассмотрение методов вычисления.
- Принятие санкций в ответ на полученные инспекционные данные.
- Реагирование на требования заинтересованных сторон применить регулирующие действия.
- Рассмотрение планов вывода из эксплуатации.
- Рассмотрение новых проектов станции.
- Реагирование на серьезные эксплуатационные события или аварии.

- Выработка рекомендаций для действий в период чрезвычайных ситуаций.
- Принятие мер по отношению к воспринятым неблагоприятным эксплуатационным тенденциям.
- Ведение дела с воспринятыми проблемами культуры безопасности на станции.
- Ведение дела с проблемами безопасности, поднятыми новой информацией.
- Ведение дела с типовыми проблемами безопасности, затрагивающими несколько станций.
- Решение вопроса о потребности в дополнительном исследовании безопасности.
- Ведение дела с юридическими изменениями, относящимися к регулирующей структуре.
- Ведение дела с несогласием во мнениях среди регулирующего персонала или его технических советников по безопасности.
- Ведение дела с разногласиями с оператором или с другими внешними организациями.

В принятии решений регулятор должен руководствоваться основными принципами, воплощенными в комплексной структуре принятия регулирующих решений, представленной выше. Наличие такого структурированного процесса, способствуя последовательности и эффективности, будет так же обеспечивать возрастание доверия заинтересованных сторон.

Могут быть трудные случаи, в которых часто может иметь место давление на регулятора с многих сторон, поэтому регулирующий орган должен задать себе некоторые вопросы перед представлением окончательного решения.

- Есть ли ясная основа безопасности для решения?
- Есть ли ясное юридическое основание для решения?
- Соблюдены ли нормальные процедуры?
- Все ли представления заинтересованных сторон рассматривались?
- Использовалось ли должное усердие в сборе необходимой информации?

- Действительно ли решение совместимо с более ранними прецедентами?

- Уверен ли регулятор, что не было спешки в обход некоторых регулирующих требований, чтобы удовлетворить эксплуатационные потребности оператора станции?

Из этого опроса не следует, что регулятор должен позволить парализовать себя опасениями, что решение проблем может не оказаться эффективным. Просто это напоминание о том, что регулирующий орган при принятии решений должен следовать процедурам в структурированной форме, рассматривать все подходящие данные, использовать базовые принципы безопасности и не оказаться под незаконным давлением.

Фундаментальный принцип принятия решений регулятором безопасности - это практика консервативного принятия решений. Она иллюстрируется традиционной философией глубоко эшелонированной защиты. С самых ранних дней коммерческой ядерной энергетики регуляторы приняли глубоко эшелонированную защиту, требуя, чтобы многократные уровни защиты предотвращали аварии и смягчали их последствия. Использование принципов глубоко эшелонированной защиты и запасов безопасности было и продолжает оставаться эффективным способом учета неопределенностей в оборудовании и в работе человека. По мере того, как опыт эксплуатации и улучшенные методы анализа безопасности дают нам более глубокое понимание безопасности ядерной установки, запасов безопасности и их неопределенностей, становится возможным уменьшить чрезмерно консервативные запасы или увеличить их там, где необходимо.

В отчетах [12] и [14] детально описаны подходы регуляторов к принятию решений в соответствии с элементами представленной выше структуры. Рассмотрены также трудные случаи, включая принятие решений в условиях неопределенностей и различия мнений. Отметим здесь лишь некоторые важные положения в отношении использования при принятии решений информации о риске.

Большинство регулирующих положений по безопасности было установлено до того, как были хорошо развиты методы вероятностного анализа безопасности. До некоторой степени они всегда были основаны на информации о риске в том смысле, что с самых ранних пор системы безопасности станции и системы ограничения последствий аварий проектировались со свойствами, соразмерными значениям риска для проектных аварий, полагая таким образом учесть большую часть риска для здоровья людей и безопасности.

Начиная с введения полной вероятностной структуры оценки безопасности в 1975 г., методология ВАБ созрела и нашла широкое применение. Вместе с тем признано, что ВАБ, как и все другие методологии, имеет ограничения в описании полного риска на станции. Например, ВАБ не может моделировать культуру безопасности и поэтому не способен определить количественно воздействие на риск слабой культуры безопасности на станции. Поэтому регуляторы вообще осторожны в использовании итоговых оценок риска по ВАБ (типа частоты повреждения активной зоны) как единственного основания для того, чтобы принять регулирующее решение по безопасности станции. Поэтому, признавая силу и слабости вероятностных анализов безопасности, регулятор сталкивается с вопросом, как широко использовать информацию о риске в процессе принятия регулирующих решений.

В некоторых странах регулирующий орган явно стремится использовать ВАБ везде, где практично, как дополнение к детерминированным подходам. Другие регулирующие органы полагаются в значительной степени на детерминированные регулирующие положения и методы с ограниченным использованием информации ВАБ. В пределах этого спектра подходов среди стран ОЭСР есть, тем не менее, общее согласие, что ВАБ, если должным образом используется, может быть эффективным инструментом поддержки процесса принятия регулирующих решений. Некоторые из областей, где имеется общее согласие, что ВАБ может быть самым полезным, следующие:

- Определение уязвимости станции.

- Ранжирование последовательностей аварий согласно их относительному вкладу в риск.
- Оценка относительной важности для риска различных систем, компонентов и действий оператора.
- Определение допустимого времени отключения оборудования и периодичность технических осмотров.
- Планирование обслуживания и деятельности по выводу из работы.
- Анализ эксплуатационных событий для извлечения уроков.

В окончательном анализе нет никакого единственного подхода к использованию информации о риске в принятии решений, который был бы правильным для всех регулирующих органов. Каждый регулятор должен решить сам, какой вес нужно придать информации о риске и в каком темпе вводить риск-информированные суждения в свой процесс принятия решений. Есть некоторые основные руководящие принципы, которые регулятор может использовать, чтобы помочь в суждениях по использованию информации о риске:

- Регулятор должен обеспечивать, чтобы ВАБ, используемый для получения информации о риске для принятия решений имел высокое качество.
- Персонал оператора должен иметь глубокую компетентность и опыт в использовании методологии ВАБ.
- Сам регулирующий персонал должен быть хорошо осведомлен относительно методологии ВАБ и ее ограничений.
- Информация ВАБ о риске не должна заменять философию глубоко эшелонированной защиты.
- Результаты ВАБ должны интерпретироваться рассудительно и использоваться с рассмотрением их ограничений и неопределенностей.

5.2.7. Комплексная оценка безопасности ядерным регулятором

В распоряжении регулятора есть много источников информации, касающейся безопасности любой ядерной установки.

Это отчеты инспекций, отчеты об опыте эксплуатации установки, результаты исследований, периодические оценки безопасности, результаты вероятностных анализов безопасности, обзоры МАГАТЭ и другая информация такого же рода. Главная задача регулятора – систематически собирать и анализировать эту информацию для того, чтобы суметь комплексно оценить уровень безопасности конкретной установки и затем сделать заключение об его приемлемости.

За прошедшие пять десятилетий регулирующие органы во всем мире сделали немало таких заключений, полагаясь, в основном, на компетентность, опыт и беспристрастность своего персонала. За это время они разработали критерии и регулирующие правила, которыми руководствуются их инспекторы при вынесении заключений о безопасности.

В последнее время некоторые регулирующие органы начали разрабатывать системные методы измерения, документирования и анализа информации, касающейся безопасности, для того, чтобы добиться более прозрачной и поддающейся количественному измерению оценки достигнутого уровня безопасности. Принципиальными преимуществами использования такого системного подхода является то, что он дает объективный, прозрачный и воспроизводимый «снимок» состояния безопасности установки или организации обладателя лицензии, а также обеспечивает базу для отслеживания тенденций изменения состояния работы по обеспечению безопасности на конкретных установках и помогает регулятору в установлении приоритетов безопасности для дальнейших регулирующих действий.

В последней главе публикации [14] и в отчете [13] рассматриваются выгоды, которые предоставляет регулятору комплексная система оценки безопасности. При этом отмечается, что нет какого-то одного правильного пути по созданию такой комплексной системы. В отчетах даются рекомендации по необходимым атрибутам и базовым компонентам любого системного метода, с примерами того, как комплексно сочетать компоненты безопасности и даются советы как затем на их основе выносить заключения. Очевидно, что никакая система комплексной

оценки безопасности не должна быть настолько жесткой, чтобы не давать возможности вынесения индивидуальных заключений о безопасности опытным экспертам или руководителям регулирующих органов, особенно в том случае, если на установке зафиксировано необычайно большое число происшествий или несоответствий требованиям регулятора. Кроме того, нужно всегда помнить, что информация о безопасности, находящаяся в распоряжении регулирующих органов, является только выборкой общей картины безопасности. Поэтому, используя комплексную систему оценки безопасности, регулирующие органы должны остерегаться самонадеянности или впечатления, что результат их работы обеспечивает абсолютное определение вопросов безопасности на рассматриваемой установке.

В рассматриваемых отчетах представлен примерный подход к созданию такой системы с формированием всех её элементов и дается описание её демонстрационного варианта, в котором используется «система светофора» для ранжирования различных порций информации по степени приемлемости для безопасности. Кроме того, приведены краткие описания пяти реальных систем, используемых некоторыми регулируемыми органами, а именно: Швейцарской федеральной инспекцией по ядерной безопасности (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate - HSK), Комиссией по ядерному регулированию США (Nuclear Regulatory Commission – NRC)⁸, Шведской инспекцией по ядерной энергии (Swedish Nuclear Power Inspectorate - SKI), Канадской комиссией по ядерной безопасности (Canadian Nuclear Safety Commission - CNSC) и Финским органом власти по радиационной и ядерной безопасности (Finnish Radiation and Nuclear Safety Authority - STUK). Хотя элементы всех этих систем различны, их общая идеология соответствует представленной в отчетах ОЭСР.

⁸ В статьях автора [21], [22], [23] и [24] дается более полное описание атомного надзора США, включая подробное описание комплексной системы оценки безопасности.

Первым шагом на пути создания комплексной системы оценки безопасности ядерных установок является формирование её элементов или элементов безопасности. Не существует какого-то одного способа группирования элементов ядерной безопасности. В рассматриваемых отчетах они представлены под тремя следующими общими заголовками:

1. технические;
2. человеческие и организационные факторы;
3. программные и множественного влияния

Каждый из этих элементов безопасности состоит из многих компонентов безопасности, примеры которых перечислены ниже. Группировка этих компонентов безопасности не является уникальной, но считается, что в сумме они представляют собой всеобъемлющее целое.

Технические компоненты безопасности

- Прочный фундамент знаний основ физики, химии и инженерных знаний в области ядерных технологий.
- Надежный проект ядерной установки на основе установленных норм и стандартов, воплощающий проектные запасы, качественные материалы, избыточность и разнообразие систем защиты и обеспечивающий защиту от всех видов ядерных, обычных и внешних источников опасности.
- Надежная и имеющая хорошие ресурсы программа, которая обеспечивает, что ядерные установки спроектированы, построены, эксплуатируются, технически обслуживаются и испытываются в соответствии с проектной спецификацией и анализами безопасности.
- Крепкая инженерная служба, которая проводит техническое обслуживание установки, её систем и оборудования в соответствии с проектными основами, анализирует технические проблемы и проблемы старения установки по мере их возникновения и обеспечивает поддержку эксплуатации и техобслуживания
- Оценки безопасности всех изменений и модернизаций, сделанных за время службы установки.

- Программа радиологической защиты, которая обеспечивает адекватную защиту всего персонала от вредного воздействия ионизирующего излучения ядерной установки и её топливных составляющих.

- Программа использования информации о риске, полученной вероятностными методами на основе системного анализа и опыта эксплуатации.

Компоненты человеческих и организационных факторов безопасности

- Достаточный, хорошо обученный, квалифицированный и находящийся на своем месте персонал, который может эксплуатировать установку, технически обслуживать оборудование, выполнять программу защиты от радиации и который демонстрирует критическую позицию в отношении ко всем аспектам работы установки.

- Эксплуатационный персонал, который следует консервативным принципам при принятии решений и относится со всей серьезностью к активной зоне реактора и радиоактивным материалам, держа их все время под абсолютным контролем.

- Всеобъемлющий ряд процедур (инструкций и руководств) для эксплуатации установки, её технического обслуживания и управления аварией, включая руководство по управлению тяжелой аварией. Эти процедуры были разработаны и проверены с помощью установленных принципов проверки взаимодействия между машиной и человеком.

- Крепкая организация корпоративного управления с таким руководством, которое устанавливает последовательность приоритетов с упором на приоритет ядерной безопасности, обеспечивая ясность того, что персонал в своей повседневной работе не должен иметь конфликтов между обеспечением безопасности и достижением других деловых целей и обеспечивает адекватные средства для безопасной работы установки.

- Организация управления установкой, четко распределяющая полномочия и ответственность за безопасность и способствующая открытости, критической позиции, доверию

между руководством и простыми работниками, контроль качества всех видов деятельности и жесткой приверженности соблюдению процедур, важных для безопасности.

- Программа и процедуры, обеспечивающие контроль со стороны руководства любых работ связанных с безопасностью, производимых нанимаемыми по контракту работниками на установке или для её нужд.

Компоненты программные и множественного влияния на элементы безопасности

- Пределы и условия для эксплуатации (или технические спецификации), которые определяют и контролируют безопасный диапазон режимов эксплуатации ядерной установки и обеспечивают, что воздействие радиации является настолько низким, насколько это достижимо на разумной основе.

- Такие программы, как защита от пожара и поверочные испытания, являющиеся важнейшими компонентами философии безопасности глубоко эшелонированной защиты, чьей сутью является поддержание множества физических и процедурных барьеров против тяжелых аварий.

- Программа анализа опыта эксплуатации, анализа тенденций и обратной связи с опытом эксплуатации.

- Программа первичного и последующего обучения для обеспечения эксплуатационного персонала квалифицированными работниками.

- Программа управления конфигурацией, обеспечивающая соблюдение на установке проектных основ безопасности, утвержденных регулирующим органом.

- Программа управления старением оборудования, которая наблюдает за потенциально разрушительным воздействием старения на системы, конструкции и компоненты и требует предупреждающих мер для сохранения проектных основ безопасности.

- Программа управления изменениями, которая обеспечивает, чтобы организационные изменения случайно не ослабили эксплуатационную безопасность.

- Эффективные комплексные системы управления (включая программы обеспечения качества, самооценки и корректирующих действий).

- Культура безопасности, привитая всем работникам организации, основанная на высочайших ценностях безопасности и способствующая настрою на консервативное принятие решений.

- Планы действий в случае чрезвычайных ситуаций, которые были бы внимательно рассмотрены и испытаны и в соответствии с которыми в случае ядерной аварии можно было бы проводить мероприятия, направленные на защиту как персонала ядерной установки, так и находящегося вне её населения.

- Доступ к постоянно действующей программе по исследованиям ядерной безопасности, которая должна расширять базовые знания по основам безопасности.

- Размещение установки и политика в области окружающей среды, которые способствуют лучшей внешней защите.

- Планы физической защиты установки, которые тестируются и обновляются с целью предотвращения угроз ядерной установке и предотвращения несанкционированного использования ядерных материалов.

Как отмечалось ранее, структура элементов и компонентов безопасности в упоминавшихся реальных комплексных системах оценки безопасности иная, чем приведено выше, однако в целом они эквивалентны.

Ядерная деятельность считается безопасной, если возникающие из-за неё риски являются приемлемыми. Но регулятор никогда не может иметь четкую количественную оценку возникающих рисков. Поэтому, чтобы быть в состоянии дать свое заключение по безопасности, регулирующий орган должен руководствоваться основными критериями безопасности, основанными на национальном законодательстве, регулирующих правилах и политике своей страны. Одним из таких критериев является уровень защиты, который требует регулирующий орган,

установив соответствующие регулирующие положения. Поэтому, большинство надзорных действий регулятора направлено на оценку соответствия уровня безопасности регулирующим правилам, на определение запасов безопасности и на выявление положительных и отрицательных тенденций в области безопасности.

Одной из фундаментальных проблем оценки безопасности, является вопрос о том, как измерить приведенные выше элементы безопасности так, чтобы можно было быть уверенным, что любая конкретная установка работает безопасно. При решении этой проблемы регулятор должен признать, что нет каких-то конкретных средств измерения уровня безопасности, существующего в данный момент на данной установке, нет также и надежных показателей, могущих предсказать состояние уровня безопасности в будущем. Для того, чтобы определить количество свидетельств безопасности, которые могут использоваться для получения информации о каждом из элементов безопасности, регуляторы, как правило, полагаются на комбинацию следующих факторов: свой предыдущий опыт, правильную инженерную оценку и понимание, основанное на информации о риске. Эта информация затем сопоставляется и анализируется для измерения комплексного состояния безопасности установки.

Важным является то, что свидетельства безопасности – это напрямую наблюдаемые аспекты различных элементов и компонентов безопасности. Они включают в себя следующее:

- Показатели состояния безопасности.
- Выводы инспекций и наблюдений.
- Данные о событиях на установке;
- Результаты и выводы тестов.
- Результаты и выводы оценок.
- Результаты и выводы технического обслуживания.
- Результаты и качество обучения, программы обучения.
- Качество и полнота документации.
- Человеческие ресурсы и их квалификация.
- Организационная приверженность безопасности.

- Быстрые и аккуратные ответы на запросы регулятора.

Некоторые из этих свидетельств больше поддаются количественному определению, некоторые меньше, но все они дают ценную информацию опытному регулятору.

Кроме перечисленных выше нормальных источников информации о безопасности, системы оценок регулятора должны уметь использовать и внешнюю информацию. Примерами внешней информации являются зарубежный опыт эксплуатации, схожий опыт в неядерной области, опыт действий в условиях землетрясений и суровых погодных условий, и даже информация сообщаемая анонимно.

Следующая проблема – найти подходящий путь для того, чтобы на основе всей этой информации суметь вывести комплексное заключение о безопасности. Есть некоторое количество факторов, которые регулятор должен учитывать при разработке основ вынесения таких комплексных оценок безопасности. Эти факторы включают:

- Степень, до которой различные компоненты каждого элемента безопасности поддаются количественному измерению
- Временные рамки получения информации о безопасности
- Значимость, которая должна придаваться каждой порции информации о безопасности

Система комплексной оценки безопасности регулятора должна быть в состоянии комбинировать количественную и качественную информацию для того, чтобы заложить основу процесса принятия решений.

Желательными отличительными чертами такой системы являются следующие:

1. **Системность.** Это означает, что регулятор должен уметь включать все наблюдения в заранее заданную структуру, которая распределяет каждое наблюдение по определенным и воспроизводимым «ячейкам» безопасности.

2. **Всеобъемлемость.** Модель системы должна быть в состоянии включать в себя весь спектр наблюдений за безопасно-

стью, который заключен в трех группах элементов безопасности, указанных выше, а именно, технических, человеческих и организационных факторах и программных и множественного влияния.

3. Устойчивость результатов. Это значит, что она должна обеспечивать предсказуемость и воспроизводимость полученных результатов. При этом не важно, какой работник вводит набор данных, и не важны обстоятельства (например, время) проведения анализа. Обработка количественной и качественной информации системой должна быть согласованной и логичной. Форма изложения результатов должна быть связана с типами соответствующих установок и языком предсказываемых тенденций безопасности.

4. Руководства приемлемости. Насколько возможно, она должна содержать такие заранее установленные руководства приемлемости для безопасности объективных свидетельств безопасности с ранжированием их по уровню значимости, которые основывались бы на требованиях и ожиданиях регулятора в отношении состояния безопасности. Это важный, хотя и сложный и требующий много времени аспект создания таких систем. Базовой основой уровня значимости является концепция глубоко эшелонированной защиты, цели безопасности и барьеры. Пять уровней глубоко эшелонированной защиты были определены отчетом МАГАТЭ [24]. Для некоторых видов информации о безопасности руководства приемлемости выводятся непосредственно из лицензионной основы в виде показателей технических спецификаций или эксплуатационных правил. Однако для многих других видов информации руководства приемлемости могут быть созданы только на основе профессионального заключения опытных инспекторов, хорошо знающих рассматриваемую установку и учитывающих соответствующие регулирующие правила или критерии. Это означает необходимость серьезного вовлечения инспекторов в процесс создания таких систем.

5. Генерация тенденций. Для системы очень важно, чтобы она могла генерировать информацию о тенденции изменения состояния безопасности во времени, чтобы регулятор мог каждый раз правильно реагировать на новом уровне.

6. Пригодность для принятия решений. Система должна генерировать информацию в такой форме, которая помогает регулятору выносить решения. Она должна давать методологию для анализа значения общей безопасности в такой степени, которая была бы достаточна для принятия ранжированных регулирующих действий до того, как будет достигнут неприемлемый уровень состояния безопасности.

Результаты любого системного метода, как правило, представляются в форме таблиц, которые определяют, где находятся слабые места в состоянии безопасности, и показывают как изменились характеристики безопасности после последней оценки - улучшились ли, ухудшились, или остались прежними. Там, где таблицы указывают на общие слабые места, такие как человеческий фактор, регулятор, как правило, возвращается к более детализированным таблицам для того, чтобы определить, какие именно компоненты безопасности были оценены как менее чем удовлетворительные.

При создании и эксплуатации таких систем комплексной оценки безопасности есть несколько проблем. Прежде всего, регулирующий орган должен потратить немало времени и сил для анализа многих доступных ему различных видов информации о безопасности, а также для анализа средств, какими эта информация была получена. Затем ему нужно определить критерии приемлемости (там, где они существуют) для каждого объективного свидетельства безопасности и, если возможно, относительную значимость каждого объективного свидетельства⁹. Особой проблемой для регулятора является вопрос, как определить не технические элементы безопасности, в частности, культуру безопасности и организационные элементы безопасности. Выше

⁹ В американской модели для этой цели используется риск ориентированный подход там, где это возможно.

были представлены описанные в отчетах ОЭСР методы, как распознать ранние признаки ухудшающегося состояния работы по обеспечению безопасности и признаки слабой культуры безопасности. Наконец, персонал регулятора должен достичь консенсуса по критериям применимости системы.

После первоначальной, ресурсоемкой фазы создания системы перед всем имеющим отношение к делу персоналом регулятора встает постоянная задача сообщать свою информацию о безопасности таким образом, чтобы позволить системе работать эффективно и результативно. Естественно, что для этой цели на современном этапе могут использоваться компьютерные программы.

Нужно признать, что результат любого системного подхода хорош только тогда, когда хороши исходные данные для него, и регуляторы должны избегать возникновения у своего персонала или у заинтересованных сторон впечатления, что у них есть магическая формула для оценки безопасности. Правильные решения о безопасности будут продолжать опираться, в значительной мере, на опыт, мудрость и здравомыслие персонала регулирующих органов.

Однако опыт показывает что, когда у вас есть системный процесс собирания и анализа информации о безопасности, то выгоды очевидны. Это не только помогает регулятору выносить комплексные заключения о приемлемости состояния безопасности на ядерных установках, которые он регулирует, но также дает прочную основу для принятия решений и защиты их наглядным образом, улучшая тем самым доверие к себе заинтересованных сторон. Кроме того, это дает основания для определения приоритетов регулирующей деятельности на будущее, облегчает обратную связь с инспекторами, способствует согласованности регулирующей деятельности и содействует усвоению знаний и передаче их новым инспекторам.

Заключение

В заключение я хотел бы поблагодарить сотрудницу отдела публикаций и авторских прав Департамента общественных дел и коммуникаций ОЭСР мисс Софию Алиберт за данное мне

разрешение на публикацию этой книги в целях некоммерческого использования.

Литература

1. NEA (1999), *The Role of the Nuclear Regulator in Promoting and Evaluating Safety Culture*, OECD, Paris (АЯЭ (1999), Роль ядерного регулятора в поддержке и оценке культуры безопасности, ОЭСР, Париж).

2. NEA (2000), *Regulatory Response Strategies for Safety Culture Problems*, OECD, Paris. (АЯЭ (2000), Стратегии реагирования регулятора на проблемы культуры безопасности, ОЭСР, Париж).

3. NEA (2004), *Nuclear Regulatory Challenges Related to Human Performance*, OECD, Paris. (АЯЭ (2000), Вызовы регулированию связанные с работой человека, ОЭСР, Париж).

4. NEA (2006), *Regulatory Challenges in Using Nuclear Operating Experience*, OECD, Paris (АЯЭ (2006), Вызовы регулированию, связанные с использованием ядерного опыта эксплуатации, ОЭСР, Париж).

5. NEA (2003), *Nuclear Regulatory Review of Licensee Self-assessment (LSA)*, OECD, Paris (АЯЭ (2003), Рассмотрение ядерным регулятором самооценки обладателя лицензии, ОЭСР, Париж).

6. NEA (2001), *Nuclear Regulatory Challenges Arising from Competition in Electricity Markets*, OECD, Paris (АЯЭ (2001), Вызовы ядерному регулированию, возникающие от конкуренции на рынках электроэнергии, ОЭСР, Париж).

7. NEA (2002), *The Nuclear Regulatory Challenge of Judging Safety Backfits*, OECD, Paris. (АЯЭ (2002), Вызовы ядерного регулирования для оценки модификаций безопасности, ОЭСР, Париж).

8. NEA (2003), *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors*, OECD, Paris (АЯЭ (2003), Вызовы регулированию вывода из эксплуатации ядерных реакторов, ОЭСР, Париж).

9. NEA (2001), *Improving Nuclear Regulatory Effectiveness*, CNRA Report 2001, OECD, Paris (АЯЭ (2001), Улучшение

эффективности ядерного регулирования, отчет CNRA 2001, ОЭСР, Париж.)

10. NEA (2004), Direct Indicators of Nuclear Regulatory Efficiency and Effectiveness Pilot Project Results, OECD, Paris (АЯЭ (2004), Прямые показатели успешности и эффективности ядерного регулятора. Результаты пилотного проекта, ОЭСР, Париж).

11. NEA (2002), Improving Versus Maintaining Nuclear Safety, OECD, Paris (АЯЭ (2002), Улучшение против поддержки ядерной безопасности, ОЭСР, Париж).

12. NEA (2005), Nuclear Regulatory Decision Making, OECD, Paris. (АЯЭ (2005), Принятие ядерных регулирующих решений, ОЭСР, Париж).

13. NEA (2008), The Regulatory Goal of Assuring Nuclear Safety, OECD, Paris (АЯЭ (2008), Цель регулирования при обеспечении ядерной безопасности, ОЭСР, Париж).

14. NEA (2009), Improving Nuclear Regulation. Compilation of NEA Regulatory Guidance Booklets. OECD, Paris. (АЯЭ (2009), Улучшение ядерного регулирования. Компиляция буклетов руководств регуляторов АЯЭ. ОЭСР, Париж).

15. NEA (1998), Future Nuclear Regulatory Challenges, OECD, Paris. ISBN 92-64-16106-6. (АЯЭ (1998), Будущие вызовы ядерному регулированию, ОЭСР, Париж. ISBN 92-64-16106-6).

16. МАГАТЭ. Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-4, Культура безопасности. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности, Вена, 1991.

17. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97, (НП-001-97), Госатомнадзор России, 1997 г.

18. МАГАТЭ. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № GS-R-3. Система управления для установок и деятельности, Вена, 2008.

19. IAEA, Assessment of regulatory effectiveness. Peer discussions on regulatory practices, PDRP-4, Vienna, 1999 (МАГАТЭ, Оценка эффективности регулирования. Партнерские обсуждения практики регулирования, PDRP-4, Вена, 1999.

20. Концепция административной реформы в Российской Федерации в 2006 - 2008 годах. Одобрена распоряжением Правительства Российской Федерации от 25 октября 2005 г. № 1789-р.

21. Букринский А.М. Атомный надзор в США (основные черты и особенности). Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» № 1, 2009.

22. Букринский А.М. Ключевые факторы безопасности и их оценка в процессе реакторного надзора NRC. Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» № 2, 2009.

23. Букринский А.М. Совершенствование регулирующей деятельности NRC на основе подходов, ориентированных на информацию о риске и конечный результат Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» № 3, 2009.

24. Букринский А.М. Определение значимости результатов инспекций, осуществляемых персоналом NRC, в процессе реакторного надзора. Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» № 3, 2009.

25. МАГАТЭ. Глубокоэшелонированная защита в ядерной безопасности. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности, INSAG-10, МАГАТЭ, Вена, 1998.

5.3. ОСНОВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ В США

5.3.1 АТОМНЫЙ НАДЗОР В США (основные черты и особенности)

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 1, 2009 г)*

Атомный надзор в США от имени государства осуществляет Комиссия по ядерному регулированию США (NRC). Она была создана в 1974 году в результате разделения существовавшей с 1946 года Комиссии по атомной энергии на две государственные структуры - одну, способствующую развитию и использованию атомной энергии (в настоящее время - Департамент Энергетики, DOE), и другую, регулирующую и контролирующую безопасность её применения - NRC. Необходимость этого разделения была обусловлена переходом использования атомной энергии от стадии исследований и освоения новых технологий к стадии её коммерческого применения.

Комиссия по ядерному регулированию США является одной из наиболее опытных и давно стабильно работающих государственных структур, регулирующих безопасное использование атомной энергии. Опыт NRC постоянно изучается и используется многими странами, развивающими использование атомной энергии, в том числе и Россией. Однако до сих пор в России основной интерес проявлялся к требованиям по обеспечению безопасности объектов использования атомной энергии и, прежде всего, атомных электростанций, к процедурам лицензирования, содержанию документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность, и их экспертизе. В России хорошо известны такие регулирующие документы NRC как проектные критерии [1], требования по обеспечению качества [2], руководство 1.70 с рекомендациями к содержанию отчета по обоснованию безопасности [3], и стандартный план экспертизы NUREG-800 [4] и некоторые другие. Вопросы, связанные с надзорной деятельностью NRC, и особенно с надзором при строительстве, менее известны в России. Вместе с тем эти вопросы представляют большой интерес, особенно в связи с большой программой строительства атомных станций, принятой в России.

Вопросам надзорной деятельности NRC уделяет огромное внимание. Это одно из главных направлений стратегического плана деятельности NRC [5]. Этим вопросам посвящено большое количество регулирующих документов NRC. Одним из главных документов по этому направлению является Руководство по инспекциям. Только содержание этого руководства занимает 44 страницы текста [6]. Это огромный набор детально проработанных документов, регламентирующих каждый шаг инспекторов NRC, начиная от политики инспекций и кончая детальными инспекционными процедурами.

Вопросы строительного надзора тесно связаны с принятыми в США лицензионными процедурами, которые после 1989 года существенно изменились. Поэтому, для того, чтобы разо-

браться в особенностях надзорной деятельности NRC, необходимо, хотя бы вкратце, рассмотреть действующие в настоящее время в США процедуры лицензирования¹⁰.

Лицензирование в США

Действующие в США лицензионные процедуры установлены в главном нормативном документе NRC, требования которого обязательны для исполнения, - Своде положений по Федеральному регулированию (CFR) [7]. Процедуры лицензирования, применявшиеся в отношении 104 энергетических реакторов атомных электростанций, эксплуатируемых в настоящее время в США, представлены в части 50 этого документа. Это хорошо известная двухступенчатая процедура, когда первоначально заявитель запрашивает разрешение на строительство, обосновывая свое заявление Предварительным отчетом по анализу безопасности (PSAR), разработанным в соответствии с рекомендациями руководства 1.70, наряду с представлением других документов, а после завершения строительства получает лицензию на эксплуатацию, представляя в NRC для обоснования безопасности Окончательный отчет по анализу безопасности (FSAR). Подобная процедура до сих пор применяется в странах, развивающих атомную энергетику, в том числе и в России.

В 1989 году NRC была принята усовершенствованная процедура лицензирования, которая нашла отражение в части 52 CFR. Эта процедура предусматривает выдачу одной, комбинированной лицензии (COL), разрешающей строительство и эксплуатацию атомной электростанции. Однако до начала эксплуатации атомной электростанции, построенной по такой лицензии, она должна пройти полную серию инспекций, испытаний и анализов и подтвердить установленные приемочные критерии. Весь набор таких инспекций, испытаний, анализов и приемочных критериев сокращенно обозначается ИТААС (Inspections,

¹⁰ Поскольку для автора ближе всего вопросы, связанные с атомными электростанциями, то все последующее рассмотрение проводится в основном применительно к таким станциям, хотя в большинстве случаев все изложенное относится и к другим объектам использования атомной энергии.

Tests, Analyses, and Acceptance Criteria). Он должен быть установлен в проекте станции и подтвержден NRC при экспертизе в процессе лицензирования.

Лицензионные процедуры согласно части 52 CFR предусматривают еще две возможности. Может быть выбрана площадка для будущего строительства атомной электростанции в отрыве от самого строительства и получено на неё, так называемое, раннее разрешение (ESP). Также независимо от строительства и конкретной площадки может быть рассмотрен и сертифицирован NRC стандартный проект станции.

И площадка, на которую получено раннее разрешение, и сертифицированный проект станции могут быть в дальнейшем использованы для строительства АЭС по комбинированной лицензии.

Сертификация стандартного проекта станции осуществляется в виде правил, которые вносятся в качестве приложения в CFR. В настоящее время уже имеется 4-ре таких приложения для 4-х типов новых реакторов. Часть приложений зарезервирована для будущих реакторов.

На сертифицированный проект разрабатывается специальная документация, так называемый, документ для контроля проекта (DCD), содержащий информацию на двух уровнях. Один из них сертифицируется и не должен в дальнейшем изменяться, хотя такие изменения возможны по определенной процедуре. Второй - не сертифицируется и может корректироваться в процессе последующего строительства более просто. В сертифицируемой части проектной документации для каждой системы, важной для безопасности, устанавливается указанный выше набор инспекций, испытаний, анализов и приемочных критериев (ТААС).

Если для получения комбинированной лицензии на строительство и эксплуатацию АЭС используется проект станции, не имеющий сертификата, то в окончательном отчете по анализу безопасности (FSAR), который в этом случае необходим, должен содержаться такой же объем информации в отношении ТААС, как и в сертифицированном проекте.

Политика и организация инспекционной деятельности NRC

Проведение инспекций на поднадзорных предприятиях составляет одно из основных направлений деятельности NRC. Такие инспекции, или надзор проводятся как при строительстве объектов использования атомной энергии, так и при их эксплуатации. Объем и частота инспекций зависят от потенциальной опасности контролируемых объектов. Так, для атомных электростанций специалисты NRC проводят от 10 до 25 плановых инспекций на каждой станции и всего несколько инспекций на предприятиях топливного цикла, а на небольших медицинских или исследовательских установках – одну инспекцию за несколько лет.

Основу инспекционной политики NRC составляет принцип, именуемый в России принципом разграничения ответственности: владелец лицензии – лицензиат несет всю полноту ответственности за безопасность осуществляемой им деятельности и сохранность ядерных установок и материалов, используемых для этой деятельности. NRC обеспечивает, чтобы лицензиат должным образом исполнял обязанности, вытекающие из этой ответственности.

Так как указанная безопасность и сохранность ядерных установок и материалов обеспечиваются надлежащими проектом, изготовлением, строительством, испытаниями, другими контрольными операциями и ответственным управленческим надзором лицензиата, то программа инспекций NRC должна обеспечивать оценку того, как с выполнением этих задач справляется лицензиат.

При этом применяется метод выборочного контроля с акцентированием внимания на наиболее важных для безопасности областях. Для этого используются подходы, ориентированные на риск и на конечный результат.

Инспекции NRC не могут заменять инспекции или другие контрольные операции, которые в полном объеме обязан проводить лицензиат, в том числе, и в отношении всех своих подрядчиков. Задача инспекторов NRC – проверить, как лицензиат с

этим справляется, и применять санкции в случае необходимости.

Программа инспекций NRC реализуется инспекторами – резидентами, постоянно находящимися на площадках объектов, специалистами региональных инспекций и центрального офиса, а также специальными командами инспекторов, ориентированными на решение специальных задач или возможных проблем.

В последние годы в связи с возрастанием лицензионной деятельности на основе новых подходов растет численность персонала NRC. В настоящее время в NRC занято около 3700 сотрудников. Из них примерно третья часть работает в 4-х региональных инспекциях и непосредственно на площадках. Довольно значительная часть надзорно-регулирующей деятельности в США осуществляется штатами по соглашениям с NRC. Таких штатов сейчас 34, они известны как «Штаты на соглашениях». В их ведение переданы некоторые виды радиоактивных материалов. По этим материалам указанными штатами выдано около 80% (17600) из общего числа выданных лицензий.

Еще одна важная особенность инспекционной деятельности NRC при лицензировании на основе новых подходов состоит в том, что такая деятельность начинается еще до выдачи соответствующих лицензий или разрешений, и даже до подачи заявления на получение лицензии или разрешения. Будущий заявитель информирует NRC о намерении подать заявление на получение лицензии или разрешения и о планах его подготовки и инспекторы NRC приступают к контролю качества этой деятельности.

Надзор при строительстве

В связи с введением новых лицензионных подходов разработаны новые разделы Руководства по инспекциям. В них учтен опыт инспектирования при строительстве в прежние годы и особенности новых подходов к лицензированию. Это следующие программы инспекций при строительстве:

- Раннее разрешение на площадку (ERL) [8].
- Инспекции до выдачи комбинированной лицензии (COL) [9].

- Инспекции ИТААС [10].
- Инспекции, не связанные с ИТААС [11].
- Инспекции поставщиков [12].
- Сертификация проекта [13].

На рис.1 показана приведенная в [14] примерная схема организации надзора при строительстве ядерных установок, относящихся к ведению подразделения регулирования ядерных реакторов (NRR) Центрального офиса NRC.

Как видно из представленной схемы, строительный надзор на площадке обеспечивается регионом, который назначен ведущим. Ведущий регион формирует управление строительным надзором на площадке из шести человек, трое из которых возглавляют специализированные группы технических экспертов и инспекторов, направляемых на площадку из регионов и Центрального офиса. Эти группы охватывают все виды систем, конструкций и компонентов (SSC), важных для безопасности, подлежащих контролю. Ведущему региону оказывает поддержку подразделение NRR, которое образует две команды – для проведения аудиторских проверок на площадке и оказания технической помощи специализированным группам. В эти команды могут включаться специалисты из других регионов.

В составе управления строительным надзором на площадке имеется планировщик, который отвечает за координацию всей деятельности по осуществлению надзора и увязку её с планами всех работ по строительству ядерной установки, планируемых и осуществляемых заявителем или обладателем лицензии со своими подрядчиками.

Важную роль в этой деятельности играет созданная NRC Информационно-управленческая система программ строительных инспекций (Construction Inspection Program Information Management System, CIPIMS). Это специализированная компьютерная система, позволяющая собирать и обрабатывать информацию по инспекциям, интегрированная с планами строительных работ лицензиата, что обеспечивает возможность согласованного системного подхода к координации и планированию всей инспекционной деятельности.

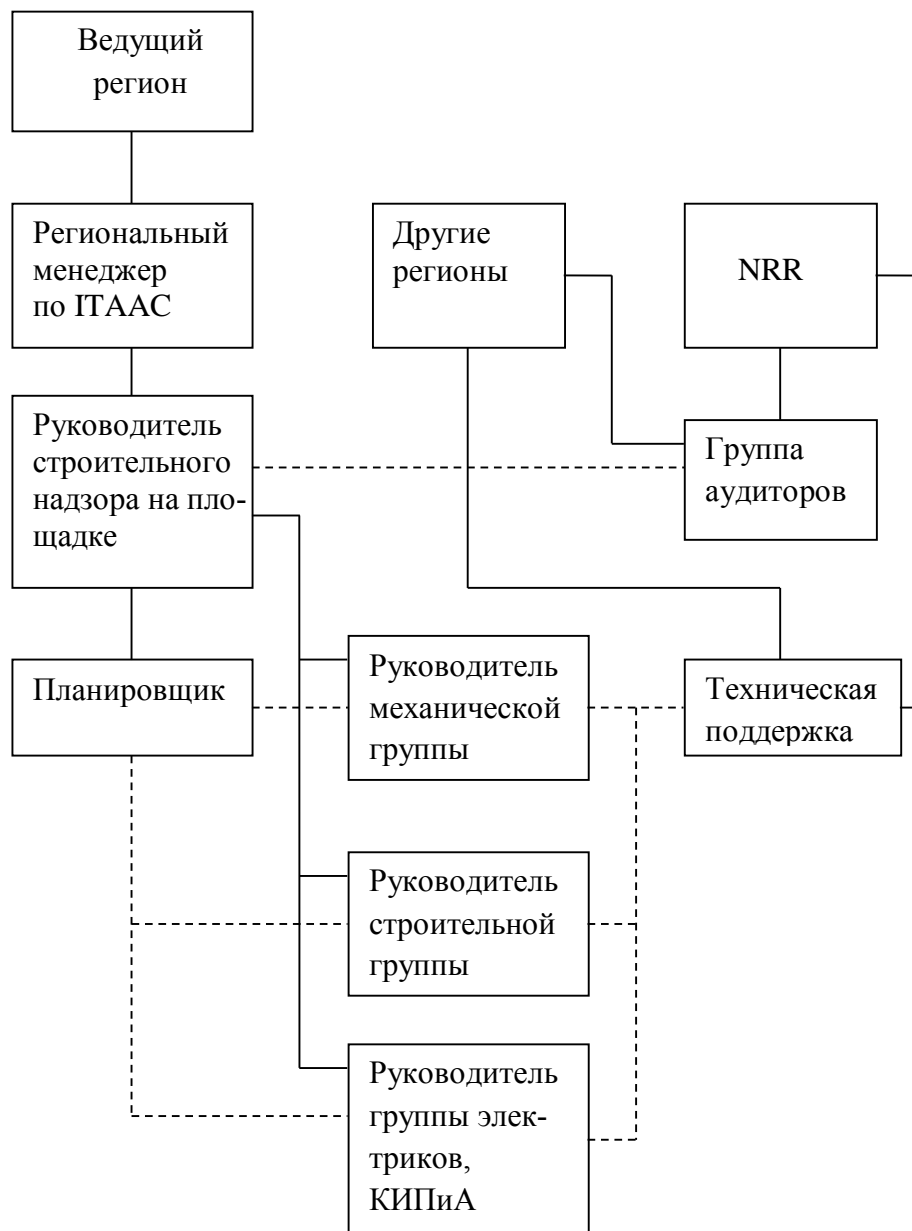


Рис.1 Схема организации NRC строительного надзора

На рис.2 представлена блок-схема рабочего планирования инспекций с помощью системы СІРІMS применительно к инспекциям, связанным с ИГААС в соответствии с разделом 2503 [10] Руководства по инспекциям.

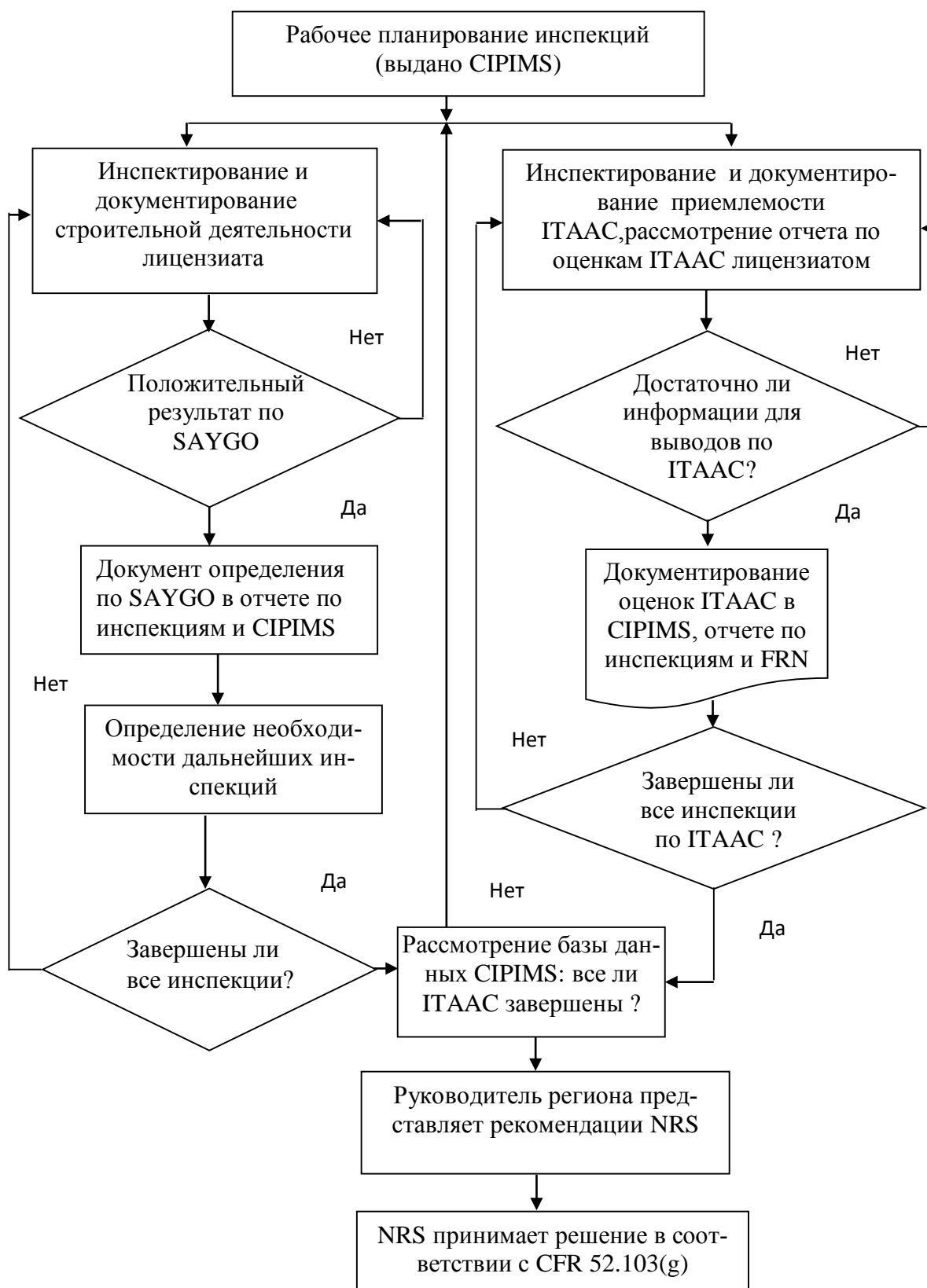


Рис. 2. Блок-схема процесса планирования инспекций

Как можно видеть из этой блок-схемы, в процессе планирования инспекций используется метод, именуемый SAYGO. Это сокращение выражения “sign-as-you-go”, которое можно перевести как «отметка (знак) по ходу дела». Этот метод состоит в предварительной проверке того, насколько та или иная деятельность осуществляется в соответствии с установленными лицензиатом процедурами, обеспечивающими выполнение правил, стандартов и требований NRC, а также насколько лицензиат обеспечивает контроль и качество этой деятельности. Если признается, что эта деятельность осуществляется удовлетворительно, то ставится отметка «sign-off» и количество инспекций в этой области снижается. По итогам определения приемлемости ИТААС, кроме внесения информации в систему SIPIMS и подготовки отчета по инспекциям, направляется извещение в Федеральный регистр (Federal Register Notice, FRN)

Схема организации строительного надзора, представленная на рис 1, как указывалось выше, взята из документа NRC [14], который был издан в 2004 году. С тех пор в структуре и деятельности NRC произошли некоторые изменения, связанные с возросшим объемом лицензирования новых реакторов и еще большим объемом такой деятельности, ожидаемой в будущем. При этом, в отношении действующих станций также возрастает объем деятельности, связанной с возобновлением лицензий на дополнительный срок службы и с выводом из эксплуатации.

В связи с этим в NRC в 2007 году было создано новое подразделение NRO – Office of New Reactors для работы с новыми реакторами. Теперь при организации строительного надзора по новым реакторам роль руководителя вместо NRR, указанного на рис.1, выполняет подразделение NRO, а в качестве ведущего региона на постоянной основе определен регион II. Строительный надзор является объектом периодической оценки достигаемых результатов. Её целью, как сказано в руководстве по таким оценкам [15], является установление прозрачного и предсказуемого процесса, объективно оценивающего строительную дея-

тельность лицензиата, включая всех его подрядчиков и поставщиков, и эффективность его собственных надзорных усилий и усилий по обеспечению качества, связанных со строительством.

Периодическая оценка имеет полугодовой цикл повторяемости и включает три основных составляющих: текущую оценку, квартальную оценку и полугодовой обзор результатов работы (Semiannual Performance Review, SPR). По итогам оценок могут предприниматься различные действия, такие как корректировка планов инспекций, подготовка писем по выявленным отступлениям, проведение совещаний. В случае необходимости могут также применяться санкции. Все это детально регламентировано в соответствующих инструкциях Руководства по инспекциям, а также в специальной таблице ответных действий при строительстве (Construction Response Table, CRT). Эта таблица предусматривает не только ответные действия персонала NRC на выявленные отступления, но и лицензиата, ответные действия которого должны быть первыми. Для начала неплановых ответных действий персонала NRC необходимо превышение определенного оценочного порога. Комплексная схема строительного надзора представлена на рис.3.

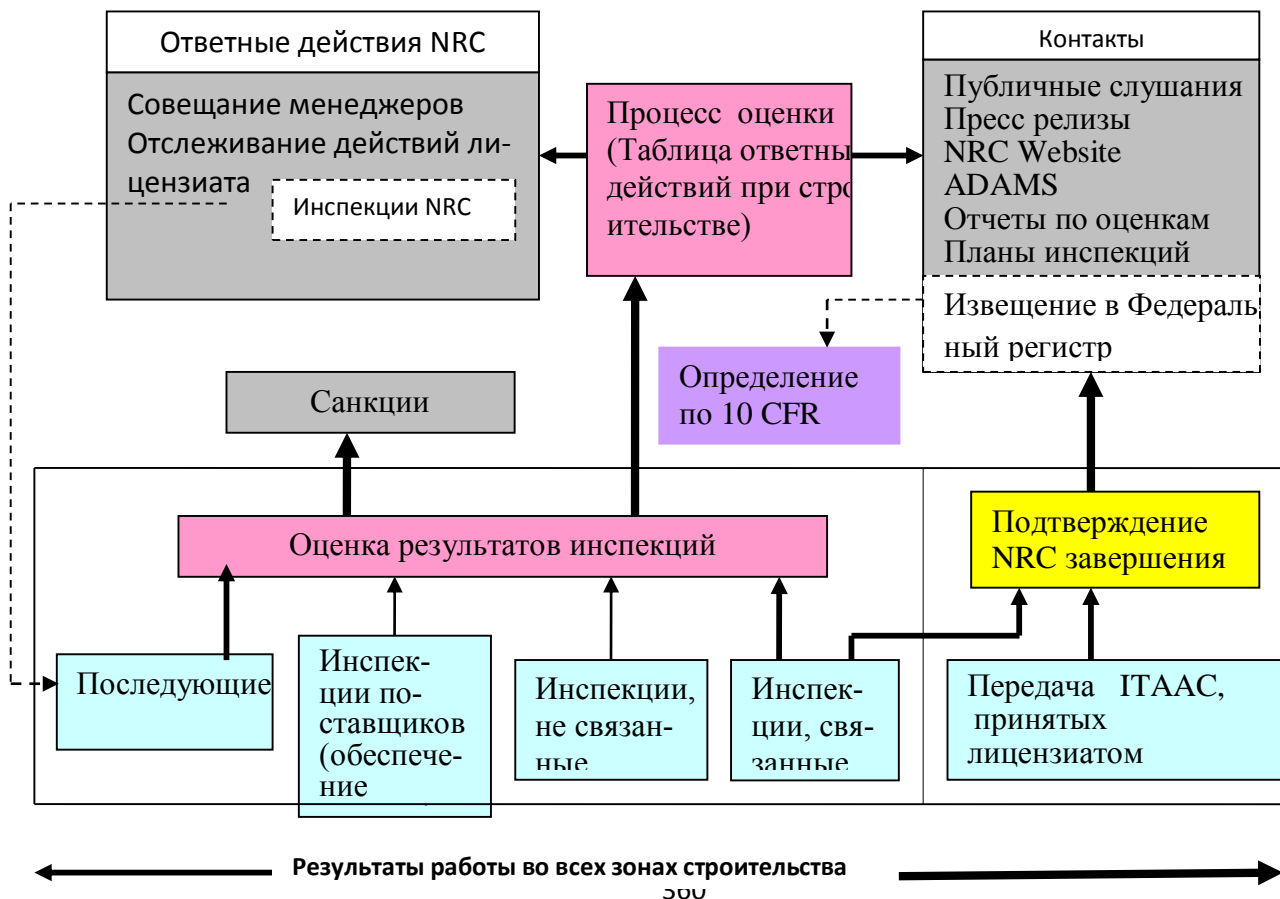


Рис. 3. Комплексная схема строительного надзора

На схеме, представленной на рис.3, упоминается система ADAMS - **A**gencywide **D**ocuments **A**ccess and **M**anagement **S**ystem. Это информационная система, обеспечивающая базу данных по всем публично доступным документам NRC.

Строительный надзор охватывает собственно строительство, программы эксплуатации, предпусковые и пусковые испытания, техническое подтверждение проектных решений, готовность станции к эксплуатации, а также готовность перехода к эксплуатационному надзору, который именуется в документах NRC процессом реакторного надзора (Reactor Oversight Process, ROP). Этому процессу посвящено большое количество разделов в Руководстве по инспекциям. Его основные особенности рассмотрены ниже.

Надзор при эксплуатации

Надзор при эксплуатации, или процесс реакторного надзора начинается после того, как выдана лицензия на эксплуатацию, положительно завершены программы инспекций для предпусковой фазы и подтверждена готовность станции к эксплуатации. Программа инспекций для пусковой фазы может продолжаться и на начальной стадии эксплуатации. Основное руководство для процесса реакторного надзора представлено в разделах Руководства по инспекциям [16], [17] и 18].

Центральной фигурой надзора при эксплуатации является инспектор-резидент, постоянно находящийся на станции. Их количество должно быть не менее двух на каждой площадке. Они непрерывно отслеживают деятельность эксплуатирующей организации по обеспечению безопасности, сосредотачивая внимание на наиболее важных вопросах. Периодически проводятся плановые инспекции бригадами региональных инспекторов, которые, как правило, являются целевыми и посвящены таким вопросам как пожарная безопасность, радиационная защита, аварийное планирование, периодические испытания стационарного оборудования и т.п. Внеплановые, дополнительные

инспекции могут проводиться при возникновении каких либо проблем или событий.

Идеологическую основу построения процесса реакторного надзора составляет структура факторов влияния на безопасность, представленная на рис.4. Как видно из рис.4, факторы влияния на безопасность разделены на две группы. В первую группу входят семь ключевых факторов безопасности, которые в документации NRC именуется «краеугольными камнями (cornerstones)». Во вторую группу входят факторы широкого влияния, именуемые в документации NRC «Cross-Cutting Areas». Эти факторы оказывают влияние на все факторы первой группы. Сюда входят составляющие культуры безопасности, благоприятная для безопасности рабочая обстановка, а также эффективность выявления и решения проблем лицензиатом.

Так же как и при строительном надзоре в процессе реакторного надзора проводятся периодические оценки его результатов. Здесь используется годовой цикл периодических оценок. Однако также проводятся промежуточные оценки – квартальные и полугодовые. Для оценок используются результаты инспекций и данные по показателям состояния (Performance Indicators) ключевых факторов безопасности.

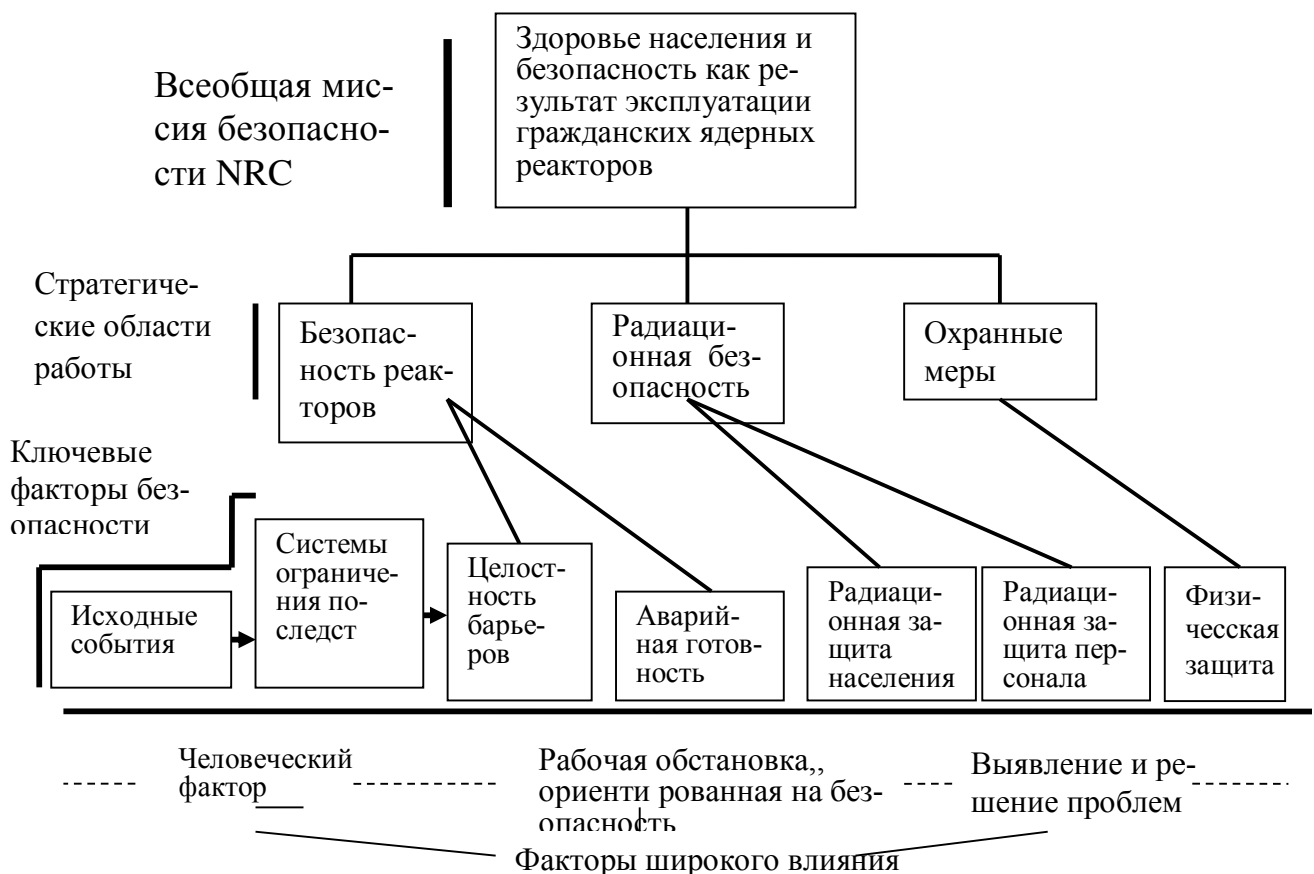


Рис4. Структура факторов, влияющих на безопасность

Для оценки состояния ключевых факторов безопасности используются значения представляемых ежеквартально лицензиатом показателей состояния и итоги инспекций. Для принятия решений по результатам оценок ключевых факторов вводятся определенные пороговые значения, обозначаемые цветным кодом.

Зеленым кодом обозначается удовлетворительное состояние ключевого фактора безопасности, не требующего принятия каких либо корректирующих мер.

Белый код применяется, когда работа лицензиата выходит за рамки нормального диапазона, но ключевой фактор все еще сохраняет минимальный запас безопасности.

Желтый код указывает на значительные отклонения в работе лицензиата, при котором ключевой фактор характеризуется значительным снижением запасов безопасности.

Красный код характеризуется значительным повышением риска повреждения активной зоны и неприемлемым снижением запасов безопасности.

В зависимости от полученных пороговых значений принимаются соответствующие корректирующие меры. На рис 5 представлена схема процесса реакторного надзора. Его важнейшим элементом является приведенная ниже в таблице Матрица действий.

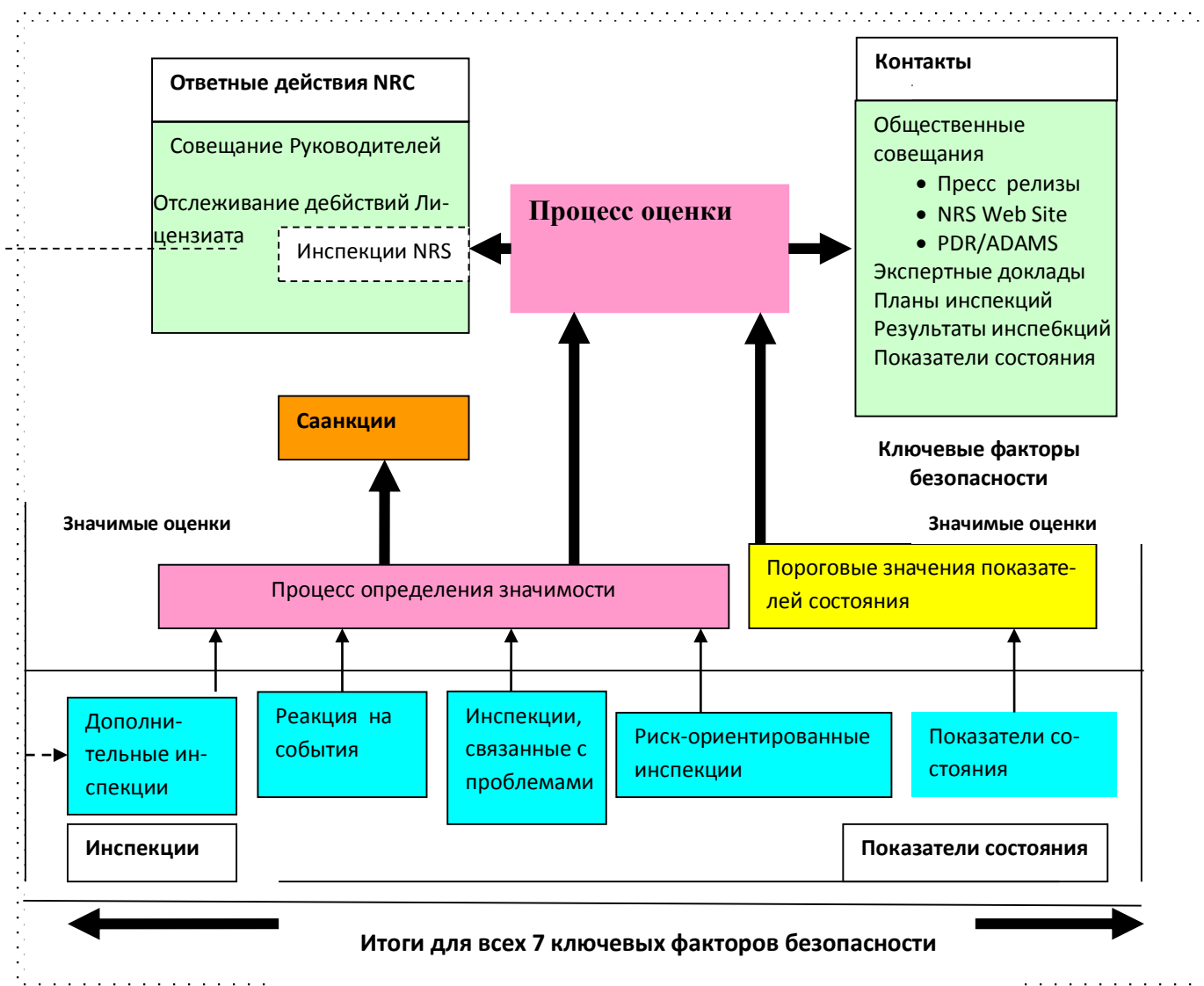


Рис. 5 Схема процесса реакторного надзора

МАТРИЦА ДЕЙСТВИЙ

		Колонка ответных действий лицензиата	Колонка ответных действий регулятора	Колонка ухудшения состояния ключевых факторов	Колонка повторных ухудшений состояния ключевых факторов	Колонка не- приемлемых состояний	Действия со- гласно руко- водству ИМС 0305
966	Результат	Все оценки (показатели состояний и результаты инспекций) – зеленые, т.е. ключевые факторы в порядке	Один или два белых кода (в различных ключевых факторах) в стратегической области состояний; цели ключевых факторов достигаются	Один ухудшенный ключевой фактор (два белых или желтый код) или три любых белых кода в стратегической области состояний; цели ключевых факторов достигаются с умеренным ухудшением характеристик безопасности	Повторяющиеся ухудшения ключевых факторов; множественные ухудшения ключевых факторов; неоднократные желтые коды или один красный код, достижение целей ключевых факторов сталкивается с продолжительными проблемами или значительными ухудшениями характеристик безопасности	Глобальное неприемлемое состояние, станцию не разрешается эксплуатировать в заданных границах; неприемлемые запасы безопасности	Станция в остановленном состоянии с эксплуатационными проблемами, переданными под процесс надзора в соответствии с ИМС0350

Ответные действия	Регулирующее рабочее совещание	Не требуется	Ответственный за раздел или директор отдела взаимодействуют с лицензиатом	Региональный администратор (или назначенное должностное лицо) взаимодействует с главным управляющим лицом лицензиата	Исполнительный директор или его заместитель взаимодействует с главным управляющим лицом лицензиата	Исполнительный директор или его заместитель взаимодействует с главным управляющим лицом лицензиата	Региональный администратор (или исполнительный директор) взаимодействует с главным управляющим лицом лицензиата
	Действия лицензиата	Корректирующие действия	Оценка коренной причины и корректирующие действия под надзором NRC	Оценка совокупных коренных причин под надзором NRC	Лицензиат выполняет улучшение плана под надзором NRC	-	Лицензиат выполняет улучшение плана / повторного запуска станции под надзором NRC
Контакты	Информационные письма	Отчет ответственного за раздел или директора отдела	Отчет директора отдела (в рамках инспекционного плана)	Отчет регионального администратора (в рамках инспекционного плана)	Отчет регионального администратора (в рамках инспекционного плана)	-	Региональный администратор (или 0350 председатель круглого стола) разъясняют вопросы, относящиеся к 0350
	Ежегодные общественные совещания	Старший инспектор-резидент или ответственный за раздел	Директор отдела или ответственный за раздел	Региональный администратор (или назначенное должностное лицо)	Исполнительный директор или его заместитель обсуждают результаты работы с		0350 председатель круглого стола периодически проводит

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России

		взаимодействует с лицензиатом	взаимодействует с лицензиатом	ное лицо) обсуждают характеристики с главным управляющим лицом лицензиата	главным управляющим лицом лицензиата		встречи с общественностью
	Привлечение Комиссионеров	Не требуются	Не требуются	Возможно взаимодействие с Комиссионерами, если лицензия продлевается на 3 года	Взаимодействие Комиссионеров с главным управляющим лицом лицензиата в течение 6 месяцев	Взаимодействие Комиссионеров с главным управляющим лицом лицензиата	Требуются совещания Комиссионеров в некоторых случаях для одобрения повторного запуска
Возрастание значимости для безопасности ----- ----->							

Представленная Матрица предусматривает действия, как лицензиата, так и регулятора, их взаимодействие на разных уровнях, а также совещания для рассмотрения и решения вопросов, в том числе и с участием общественности.

Практически всегда после годового периода деятельности на основе оценок, представленных в специальном письме проводится рабочее совещание Агенства (в документации NRC оно именуется Agency Action Review Meeting –AARM) под председательством Исполнительного директора или назначенного им лица. В этом совещании участвуют высшие должностные лица NRC и на нем, как видно из представленной Матрицы действий, принимаются самые серьезные решения. В некоторых случаях требуется привлечение Комиссионеров.

Вместо заключения

Обычно после подобного обзора в заключении следовало хотя бы кратко сопоставить представленную информацию с тем, что есть у нас. Но, к сожалению, сопоставлять не с чем. Поразительно, как при таком положении вещей можно строить гигантские планы развития атомной энергетики - этой самой опасной технологии, требующей такого контроля и надзора, который описан в представленном обзоре.

Необходимо безотлагательно приступить к разработке подобной системы в России, используя опыт NRC, на который затрачено много усилий и десятков лет и который продолжает совершенствоваться.

Для этого без всяких надуманных конкурсов в НТЦ ЯРБ, как специализированную организацию научно-технической поддержки регулирующего органа, необходимо привлечь знающих английский язык молодых людей и поручить им это дело, наладив соответствующее сотрудничество с NRC.

Литература

1. US Code of Federal Regulations (CFR), Energy, title 10, part 50, Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plants.
2. US Code of federal regulations (CFR), Energy, title 10, part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Re-processing Plants.

3. US Nuclear Regulatory Commission, RG 1.70, "Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants," Rev. 3, November 1978.
4. US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0800, "Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants," 1981, 1984, 1987 and 2007.
5. US Nuclear Regulatory Commission, NRC Strategic Plan 2008-20013, (NUREG-1614, Vol. 4), 2008.
6. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Table of Contents, 2009.
7. US Code of Federal Regulations (CFR), Energy, title 10, parts 1-199¹¹.
8. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2501, "Early Site Permits (ESP)", 2007.
9. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2502, "Pre-Combined License (Pre-COL) Phase", 2007.
10. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2503, "Inspection of Inspection, Tests, Analyses and Acceptance Criteria (ITAAC)", 2007.
11. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2504, "Non-ITAAC Inspections", 2007.
12. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2507, Vendor Inspections, 2007.
13. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2508, Design Certification, 2007.
14. US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1789, "10 CFR Part 52 Construction Inspection Program Framework Document", 2004.
15. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2505, Periodic Assessment of Construction Inspection Program Results, 2008.
16. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 2515, Light-water Reactor Inspection Program—Operations Phase, 2008.
17. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0308, Reactor Oversight Process (ROP) Basis Document, 2007.
18. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0305, Operating Reactor Assessment Program, 2007.

¹¹ Этот документ NRC, также как и Руководство по инспекциям, постоянно обновляется, поэтому датировать можно только его разделы.

5.3.2 КЛЮЧЕВЫЕ ФАКТОРЫ БЕЗОПАСНОСТИ И ИХ ОЦЕНКА В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО НАДЗОРА NRC

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 2, 2009 г)*

В статье автора [1] был представлен краткий обзор атомного надзора, осуществляемого в США Комиссией по ядерному регулированию (NRC). Составной частью атомного надзора является процесс реакторного надзора (ROP), который основан на контроле семи ключевых факторов безопасности (Cornerstones) и трех факторов широкого влияния (Cross-Cutting Areas). Более подробно этот процесс представлен ниже.

Показатели состояния ключевых факторов безопасности

Состояние ключевых факторов безопасности оценивается с помощью специально сформированных показателей состояния (Performance Indicators), которые лицензиат представляет инспекторам NRC ежеквартально. Дополнительно для оценки ключевых факторов безопасности используются результаты инспекций, там, где принятых показателей состояния недостаточно, или они неполностью характеризуют контролируемую зону. На основе инспекций также оцениваются факторы широкого влияния, входящие в базовую структуру процесса реакторного надзора.

В базовом документе по ROP [2] принятые ключевые факторы безопасности характеризуются следующим образом.

1. Исходные события – назначением этого ключевого фактора является ограничение частоты таких событий, которые

нарушают стабильную работу установки и требуют выполнения важных функций безопасности, как в рабочем, так и в остановленном состоянии. Если надлежащим образом этому не противостоять и будет повреждено множество барьеров, то такая реакторная авария может нарушить безопасность и причинить вред здоровью людей. Лицензиаты могут снизить вероятность реакторных аварий, поддерживая низкую частоту потенциально опасных исходных событий. Такие события включают отключение реактора из-за отключения турбины, потерю питательной воды, потерю внешнего энергоснабжения и другие реакторные переходные процессы.

В число принятых показателей состояния этого ключевого фактора согласно [3] и [4] входят:

- Незапланированные отключения реактора, как автоматические, так и ручные;
- Незапланированные отключения реактора (автоматические и ручные), усложненные дополнительными отказами, например, потерей нормального охлаждения реактора;
- Незапланированные изменения мощности реактора.

2. Системы ограничения последствий – назначением этого ключевого фактора является обеспечение готовности, надежности и эффективности систем, противостоящих переходным процессам станции и реакторным авариям. Лицензиаты снижают вероятность реакторных аварий, повышая готовность и надежность таких систем. Системы ограничения последствий включают такие системы, которые связаны с аварийным впрыском, отводом остаточного тепловыделения и их обеспечивающими системами, такими, например, как система аварийного электроснабжения. Этот ключевой фактор включает системы ограничения последствий как в рабочем, так и в остановленном состоянии реактора.

Согласно [3] и [4] одним из принятых показателей состояния этого ключевого фактора является, так называемый «индекс функционирования» соответствующей системы (Mitigating System Performance Index). Этот индекс связан с показателями не-

готовности и ненадежности важных систем безопасности и влиянием их на вероятность повреждения активной зоны. Он вычисляется для нескольких наиболее важных систем безопасности. Другим показателем состояния этого ключевого фактора является число отказов систем безопасности за определенный период времени.

3. Целостность барьеров – назначение этого ключевого фактора состоит в том, чтобы барьеры защищали население от радиоактивных выбросов, вызванных авариями. Лицензиаты могут снизить воздействие реакторных аварий или других событий, поддерживая целостность барьеров. К барьерам относятся оболочки топлива, граница контура теплоносителя реактора и защитная оболочка

В качестве показателей состояния для этого ключевого фактора принята активность теплоносителя первого контура, как показатель неплотности топливных оболочек, и величина течи из первого контура. Состояние третьего барьера оценивается только инспекционными методами.

4. Аварийная готовность – назначение этого ключевого фактора состоит в том, чтобы действия, предпринятые во время чрезвычайной ситуации по противоаварийному плану, обеспечивали безопасность и защиту здоровья населения. Лицензиаты могут обеспечить корректную реализацию противоаварийного плана за счет соответствующей подготовки и тренировок. Это даст обоснованную уверенность в том, что лицензиат сможет эффективно защитить здоровье населения и обеспечить безопасность в случае радиологической чрезвычайной ситуации. Этот ключевой фактор не включает внешние действия, которые обеспечиваются Федеральным агентством по чрезвычайным ситуациям (Federal Emergency Management Agency).

Для этого ключевого фактора принято три показателя состояния:

- Проведение противоаварийных тренировок подразделениями реагирования в чрезвычайных ситуациях;
- Готовность подразделений реагирования к чрезвычайным ситуациям;

– Наличие системы сигнализации и оповещения жителей окрестных территорий.

5. Радиационная защита персонала – назначение этого ключевого фактора состоит в том, чтобы защитить здоровье рабочих и обеспечить их безопасность от облучения радиоактивными веществами при обычной работе гражданских реакторов. Это облучение возможно в слабо контролируемых или вовсе не контролируемых зонах. Возможно также необоснованное облучение рабочих радиоактивными веществами. Лицензиаты могут поддерживать профессиональное облучение рабочих, придерживаясь соответствующих регулирующих ограничений и принципа ALARA (as low as is reasonably achievable).

Показателем состояния для этого ключевого фактора является эффективность контроля профессионального облучения. Этот показатель отслеживает контроль доступа и работу в радиологически опасных зонах, а также случаи отказа предусмотренных мер (барьеров), приводящие к незапланированному облучению.

6. Радиационная защита населения – назначение этого ключевого фактора состоит в том, чтобы обеспечить надлежащую безопасность и защиту здоровья населения от облучения радиоактивными веществами, выделяющимися на заселенные территории в результате обычной работы гражданских ядерных реакторов. Эти выделения включают газы, жидкости и загрязненные твердые материалы. Сюда также относятся выделения, связанные с транспортировкой радиоактивных веществ и отходов за пределами площадки. Лицензиаты могут обеспечить защиту населения, соблюдая соответствующие регулирующие ограничения, а также принцип ALARA.

Для этого ключевого фактора в качестве показателя состояния приняты случаи, превышения радиологическими выделениями уровней, предусмотренных технологическим регламентом, за определенный период времени.

7. Физическая защита – назначением этого ключевого фактора является обеспечение уверенности в том, что система физической защиты лицензиата и его программа контроля и учета

материалов построены по принципу глубоко эшелонированной защиты и обеспечивают защиту от проектных угроз радиологических диверсий и других внешних и внутренних угроз, а также от воровства или пропажи радиологических материалов.

NRC активно контролирует этот ключевой фактор, однако информацию о нем считает закрытой.

В [5] приведена информация о трех показателях состояния, используемых для контроля этого ключевого фактора. Это:

- Индекс работы охранного оборудования защищенных зон, определяемый временем неготовности этого оборудования (скрытые телекамеры, система детектирования неразрешенного проникновения);
- Выполнение программы проверки персонала для доступа в охраняемые зоны без сопровождения;
- Выполнение программы контроля и обеспечения надежности персонала для выполнения служебных обязанностей.

Факторы широкого влияния

Факторы широкого влияния включают:

- человеческий фактор;
- благоприятную для безопасности рабочую обстановку, при которой каждый работник поощряется быть приверженным приоритету безопасности и может без страха поднимать вопросы безопасности перед руководством вплоть до NRC;
- эффективность выявления и решения проблем безопасности лицензиатом.

Это хорошо известные элементы культуры безопасности. Они оказывают влияние на все семь ключевых фактора безопасности, рассмотренных выше, и отражаются на соответствующих показателях их состояния. Контроль и оценка факторов широкого влияния обеспечиваются за счет инспекций.

В [6] представлены 32 зоны для проведения инспекций для контроля шести ключевых факторов, кроме «Физической защиты», информацию о которой NRC ограничивает. Для каждой из указанных зон в Руководстве по инспекциям предусмотрены соответствующие инструкции (Inspection Procedure, IP). Сюда

входят как инспекции для контроля ключевых факторов безопасности там, где недостаточно показателей состояния, так и инспекции для контроля факторов широкого влияния. Эти инспекции планируются как базовые и большинство из них проводится не реже одного раза в год. В случае выявления каких либо проблем могут назначаться дополнительные инспекции.

Структура процесса реакторного надзора

В [2] для каждого ключевого фактора безопасности приведены схемы, раскрывающие структуру влияний, оказываемых на ключевые факторы со стороны проекта, условий эксплуатации, факторов широкого влияния и т.п. Там же приведены все принятые показатели состояния и зоны их действия, а так же зоны контроля инспекционными методами.

Эти схемы, которые воспроизведены на рисунках 1 – 9¹², полностью раскрывают структуру действующего в настоящее время в США процесса реакторного надзора.

На схемах используется довольно много сокращений, которые сохранены в таком виде, как они представлены в первоисточнике. Часть этих сокращений расшифрована в первоисточнике и соответственно переведена на русский язык на самих схемах, а для остальных расшифровка, выполненная на основе документов NRC [2] и [7], приведена ниже.

Перечень оригинальных сокращений, используемых в схемах рисунков 1 – 9, расшифровка которых на схемах не представлена:

ALARA - As Low As is Reasonably Achievable (Так низко насколько это достижимо на разумной основе)

ANS - Alert and Notification System (Система сигнализации и оповещения)

AOP – Abnormal Operation Procedure (Инструкция по эксплуатации при нарушениях)

ARM Cals – Area Radiation Monitor Calibrations (Калибровки монитора радиационных зон)

¹² Для ключевого фактора «Целостность барьеров» представлено три схемы - по одной для каждого из барьеров.

DOT - U.S. Department of Transportation (Департамент транспортировки США)

EOP – Emergency Operation Procedure (Инструкция по ликвидации аварии)

EP – Emergency Preparedness (Аварийная готовность)

ERO - Emergency Response Organization (Подразделения реагирования в чрезвычайных ситуациях)

FEMA - Federal Emergency Management Agency (Федеральное агентство по чрезвычайным ситуациям)

FME – Foreign Material Exclusion (Исключение попадания посторонних предметов)

HRA - High Radiation Area (Зона высокой радиации)

ISI – In-service Inspection (Эксплуатационный контроль)

ISLOCA - Interfacing System Loss-of-Coolant-Accident (Авария с межсистемной течью теплоносителя)

LOCA (S, M, L) - Loss of Coolant Accident (Small, Middle, Large) (Авария с потерей теплоносителя (малая, средняя, большая))

RCS - Reactor Coolant System (Система теплоносителя реактора)

RP - Radiation Protection (Радиационная защита)

SGTR - Steam Generator Tubes Rupture (Разрыв трубок парогенератора)

S/G – Steam/ Generator (Парогенератор)

SOP – Standard Operation Procedure (Стандартная эксплуатационная инструкция)

SS – Safety System (Системы безопасности)

SSC - Structures, Systems, and Components (Конструкции, системы и компоненты)

TS – Technical Specifications (Технологический регламент)

VHRA - Very High Radiation Area (Зона очень высокой радиации)

На схеме рис.1 один из показателей состояния ключевого фактора «Исходные события» - SD расшифрован как Shutdown Margin (Future) - Запас безопасности при остановке. Это одно из ранних наименований показателя состояния «Незапланированные отключения реактора (автоматические и ручные), усложненные дополнительными отказами».

На приведенных схемах кроме зон инспекций, ежегодно планируемых на базовой основе, указаны инспекции, проводимые также ежегодно, для проверки показателей состояния ключевых факторов безопасности, а также инспекции для контроля фактора широкого влияния «эффективность выявления и решения проблем безопасности лицензиатом», обозначаемого на схемах как PI&R. Этой части инспекционной деятельности NRC придает особое значение для оценки соответствия деятельности лицензиата регулирующим требованиям.

Заключение

В приведенном выше материале представлено достаточно детальное представление о процессе реакторного надзора, осуществляемого в США NRC. Тем не менее, многие вопросы, несомненно, представляющие интерес для специалистов, остались нераскрытыми. Это, например, процесс определения значимости результатов инспекций, риск-ориентированный подход к проведению инспекций и выполнению работ и др. Все они могут быть предметом рассмотрения в будущем.

Литература

1. Букринский А.М. Атомный надзор в США (основные черты и особенности). - «Ядерная и радиационная безопасность» №1, 2009.
2. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0308, Reactor Oversight Process (ROP) Basis Document, 2007.
3. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0608, Performance Indicator Program, 2007.
4. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0308, Att 1 Technical Basis for Performance Indicators. 2007.
5. US Nuclear Energy Institute. Regulatory Assessment Performance Indicator Guideline. NEI 99-02 Revision 5. 2007.
6. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0308, Att 2 Technical Basis for Inspection Program. 2006.
7. US Nuclear Regulatory Commission. Staff Requirements - SECY-99-007 - Recommendations For Reactor Oversight Process Improvements and SECY-99-007a - Recommendations For Reactor Oversight Process Improvements (Follow-up to SECY-99-007), Staff Requirements Memorandum, June 18, 1999

5.3.3 ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗНАЧИМОСТИ РЕЗУЛЬТАТОВ ИНСПЕКЦИЙ, ОСУЩЕСТВЛЯЕМЫХ ПЕРСОНАЛОМ NRC, В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО НАДЗОРА

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 3, 2009 г)*

Как следует из краткого обзора американской практики атомного надзора [1], осуществляемого персоналом NRC, определение значимости результатов инспекций, проводимых в процессе реакторного надзора, так же как и оценка состояния ключевых факторов безопасности по показателям состояния (PI), представляемым ежеквартально лицензиатом, дается в цветовом коде. По нему оценивается деятельность лицензиата по обеспечению безопасности и принимаются решения в соответствии с матрицей действий и санкции.

Зеленым кодом обозначается удовлетворительное состояние ключевого фактора безопасности, не требующее принятия каких либо корректирующих мер.

Белый код применяется, когда работа лицензиата выходит за рамки нормального диапазона, но ключевой фактор все еще сохраняет минимальный запас безопасности.

Желтый код указывает на значительные проблемы в работе лицензиата, при которых ключевой фактор характеризуется значительным снижением запасов безопасности.

Красный код характеризует значительное повышение риска повреждения активной зоны и неприемлемое снижение запасов безопасности.

Определение значимости результатов инспекций, именуемое в документации NRC Significance Determination Process, или

сокращенно SDP, представляет собой тщательно разработанную процедуру, для реализации которой только в Руководстве по инспекциям [2] предусмотрено 43 специализированных раздела. Кроме того, эта тема затрагивается и в других разделах Руководства, а также в других документах NRC. Базовыми документами для этой процедуры являются [3] и [4]. Для неё установлен срок не более 90 дней, хотя в некоторых сложных случаях допускается его увеличение. В процессе SDP проводятся совещания с лицензиатом, оформляется отчетная документация в соответствии с руководством [5] и проводятся совещания по рассмотрению значимости и санкций – SERP (Significance and Enforcement Review Panel).

Определение значимости результатов инспекций в процессе SDP осуществляется на основе риск-ориентированного или детерминистического подходов в зависимости от ключевых факторов, к которым относятся инспекции.

Все ключевые факторы и относящиеся к ним инспекции были достаточно детально представлены в обзоре [6]. Риск-ориентированный подход применяется для результатов инспекций тех ключевых факторов, для которых возможна оценка их влияния на частоту повреждения активной зоны (CDF) или частоту раннего выброса радиоактивных веществ за пределы защитной оболочки (LERF). Это исходные события, системы ограничения последствий и целостность барьеров. Для остальных ключевых факторов безопасности применяется детерминистический подход.

Как следует из представленной в [1] матрицы действий, оценка результатов инспекций зеленым кодом или ниже не требует каких либо действий со стороны регулятора. В этом случае лицензиат обязан самостоятельно предпринять необходимые корректирующие меры в рамках своей программы корректирующих действий. Поэтому для всех ключевых факторов безопасности первым этапом SDP является отсеивание результатов инспекций, опасность которых оценивается на уровне зеленого кода или ниже. В документации NRC этот этап именуется фазой 1- Initial Screening and Characterization of Findings (Начальное отсеивание и характеристика результатов инспекций). Эту фазу

инспекторы NRC выполняют руководствуясь документом [7], который является общим для всех ключевых факторов безопасности. Последующие фазы процесса SDP для каждого ключевого фактора и даже для некоторых их составляющих выполняются дифференцированно, для чего разработаны соответствующие разделы [2].

Начальное отсеивание и характеристика результатов инспекций

Первым шагом начального отсеивания является определение выявленной проблемы. При этом, это может быть как отступление от действующих правил, выявленное инспекторами NRC в процессе инспекций, так и проблема, выявленная самим лицензиатом и сообщенная инспекторам NRC.

В руководстве [7] имеются опросные листы, облегчающие инспекторам NRC выполнение всех шагов начального отсеивания. При этом должны быть определены ключевые факторы, к которым относится проблема, её характер и необходимость перехода к фазе 2 или 3 для дальнейшего анализа. Кроме этого, имеются руководства [8] и [9], в первом из которых даются дополнительные указания по начальному отсеиванию и по выявлению случаев, требующих применения санкций, а во втором, в качестве образца, приводится обширный набор примеров мало значимых отступлений, не требующих дальнейшего анализа.

Если в результате начального отсеивания проблема определена зеленым кодом или ниже, то на этом процесс определения значимости считается законченным и в таком виде он отражается на совещании по итогам инспекции и в инспекционном отчете. Если же проблема определена как потенциально соответствующая белому, желтому или красному коду, то лицензиату предоставляется возможность представить дополнительную информацию для окончательного определения, или потребовать проведения регулирующей конференции, на которой также может быть представлена дополнительная информация.

Все результаты предварительного определения значимости, которые потенциально соответствуют белому, желтому или красному коду, должны быть рассмотрены на совещании SERP.

Если при этом какая либо проблема будет оценена как соответствующая зеленому коду, то это определение становится окончательным. Также считаются окончательными определения, признанные лицензиатом. Все остальные проблемы продолжают определяться дифференцировано в соответствии с руководствами для второй и, где необходимо, для третьей фазы.

Определение значимости результатов инспекций на основе риск-ориентированного подхода

Для результатов инспекций, значимость которых определяется на основе оценки риска, принимается, что такие результаты являются мало значащими и подлежат отсеиванию, если их вклад в повышение CDF меньше чем 10^{-6} , а в LERF меньше чем 10^{-7} на реактор в год. При этом согласно [10] назначение цветового кода производится в соответствии со следующей шкалой:

Цветовой код	Диапазон частот Δ CDF на реактор в год	Диапазон частот Δ LERF на реактор в год
Зеленый	$< 10^{-6}$	$< 10^{-7}$
Белый	$< 10^{-5} - 10^{-6}$	$< 10^{-6} - 10^{-7}$
Желтый	$< 10^{-4} - 10^{-5}$	$< 10^{-5} - 10^{-6}$
Красный	$\geq 10^{-4}$	$\geq 10^{-5}$

Методика определения значимости результатов инспекций на основе оценки риска впервые была изложена в документе Комиссии [11]. В дальнейшем она тестировалась и совершенствовалась на основе практического применения, пока не достигла вида, представленного в документах [3] и [4] и приложениях к ним. Однако идеология подхода при этом не изменилась. Она наглядно представлена в блок-схеме, приведенной в упомянутом документе Комиссии, которая воспроизводится ниже, на рис.1.

Здесь представлены все три фазы определения значимости, хотя фаза 1, как отмечалось выше, является общей для всех ключевых факторов безопасности. Фазы 2 и 3 относятся только к ключевым факторам, характеризующим состояние реактора и его систем. Это, как указывалось выше – исходные события, системы ограничения последствий и барьеры.

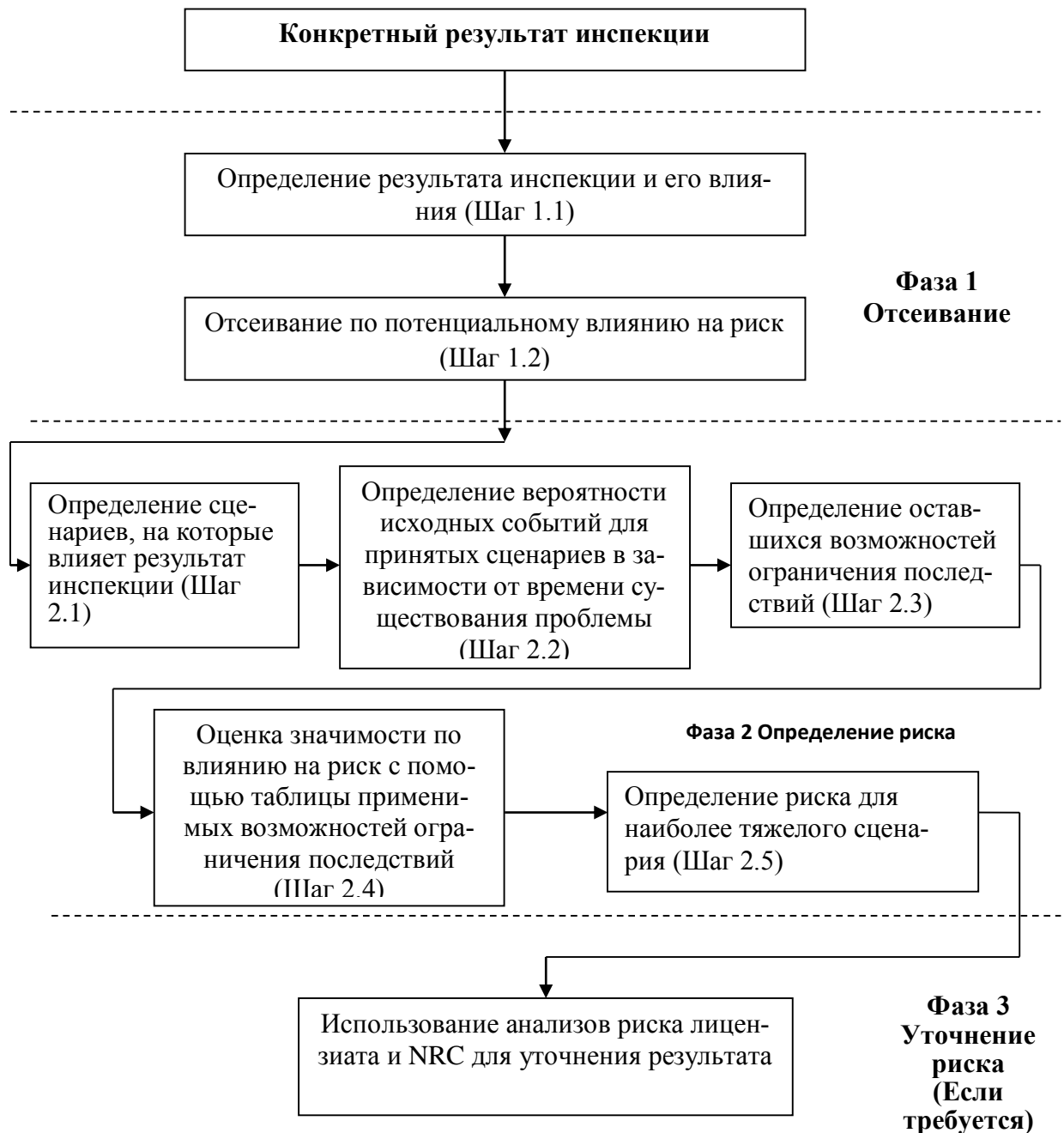


Рис. 1 Определение значимости результатов инспекций на основе оценки риска

Определение значимости для фаз 2 и 3 базируется на вероятностном анализе безопасности (PRA), который к тому же должен учитывать специфические особенности каждой станции. Для этого к стандартизированной модели по анализу риска (Standardized Plant Analysis Risk, сокращенно SPAR) предъявляются специальные требования в документе [12], являющемся

одним из руководств по проведению 3-й фазы определения значимости. Это третий том справочной книги, куда входят еще два тома [13] и [14], посвященные требованиям к анализу внутренних и исходных событий.

Третья фаза определения значимости может выполняться только специалистами по PRA. Поэтому для инспекторов, не имеющих специальной подготовки, для определения значимости результатов инспекций на основе риска для второй фазы выполняется детерминированная аппроксимация результатов вероятностного анализа, выполненного в соответствии с указанными выше требованиями. Это два инструмента, позволяющих инспекторам NRC с полным пониманием технического содержания выполняемого анализа проводить определение значимости результатов инспекций на основе оценок риска.

Первым инструментом является, так называемый риск-ориентированный инспекционный блокнот конкретной станции (Site Specific Risk-Informed Inspection Notebook), который содержит пять таблиц, воспроизводящих представленный на рис. 1 алгоритм определения значимости, и отражающий результаты полноразмерного анализа риска. Вторым инструментом является таблица или операционная карта для предварительного решения (Pre-solved Table/Worksheet), приближенно отражающая содержание инспекционного блокнота. Для каждой станции эти инструменты находятся на внутренней части Интернет веб-сайта NRC. Они постоянно обновляются и от инспекторов требуется прежде, чем приступить к определению значимости ознакомиться с последней информацией на указанном веб-сайте.

В инспекционном блокноте предусмотрены следующие таблицы:

- Таблица 1. Категории исходных событий для конкретной станции (Categories of Initiating Events for XXX Plant);
- Таблица 2. Источники событий и системная зависимость для конкретной станции (Initiators and System Dependency for XXX Plant);

- Таблица 3. SDP операционные карты для конкретной станции (SDP Worksheets for XXX Plant);
- Таблица 4. Оставшиеся возможности ограничения последствий для конкретной станции (Remaining Mitigation Capability Credit);
- Таблица 5. Операционная карта правил расчета для конкретной станции (Counting Rule Worksheet).

Шаг 2.1, указанный на рис.1 для фазы 2, выполняется с помощью таблицы 2, а следующий шаг 2.2, определение вероятности исходных событий для принятых сценариев в зависимости от времени существования проблемы – с помощью таблицы 1. Эта таблица, в качестве примера, воспроизведена ниже.

Таблица 1 (типовой пример). Категории исходных событий					
Ряд	Частота исходных событий (ИС)	Типы исходных событий	Параметр вероятности исходных событий $X = -\log_{10}(\text{Частота ИС})$		
I	>1 за 1 - 10 лет	Отключение реактора аварийной защитой (АЗ) Отключение турбины	1	2	3
II	1 за 10 - 10² лет	Потеря внешнего электроснабжения Непреднамеренное открытие сбросного клапана - BWR	2	3	4
III	1 за 10² - 10³ лет	Разрыв трубок парогенератора Потеря компонента системы охлаждающей воды Открытие сбросного клапана - PWR Малая течь, включая отказ уплотнения ГЦН - PWR	3	4	5

		Разрыв главного паропровода/ трубопровода питательной воды			
IV	1 за $10^3 - 10^4$ лет	Малая течь теплоносителя - BWR Средняя течь теплоносителя Потеря внешнего электроснабжения с потерей одной шины переменного тока	4	5	6
V	1 за $10^4 - 10^5$ лет	Большая течь теплоносителя Переходные процессы с отказом срабатывания АЗ – BWR	5	6	7
VI	<1 за 10^5 лет	Переходные процессы с отказом срабатывания АЗ – PWR Межсистемная течь теплоносителя	6	7	8
			>30 дней	30-3 дней	<3 дней
			Время существования проблемных условий		

В таблице 2 приводятся системы, их компоненты, соответствующие обеспечивающие системы и возможные сценарии, к которым могут привести отказы компонентов под влиянием выявленной проблемы. Вероятность этих сценариев, как указано выше, определяется по таблице 1, исходя из их типа и времени существования проблемы. Таблица 3 представляет собой набор операционных карт (Worksheets), отражающих для каждого из сценариев информацию, которую несут деревья событий полно-размерного PRA. Таблица 4 дает информацию об оставшихся возможностях предотвращения тяжелых последствий аварии. Здесь приводится шесть типов оставшихся возможностей, для

которых в качестве рейтингового параметра принят $X = -\log_{10}(\text{вероятность отказа})$. Это следующие группы:

- Восстановление отказавшего канала оператором – $X=1$.
- Автоматический канал с паровым приводом - $X=1$.
- 1 канал - $X=2$.
- 1 много канальная система - $X=3$.
- 2 канала на разных принципах действия- $X=4 (2+2)$.
- Действия оператора - $X=1,2$ или 3.

Действия оператора оцениваются тремя возможными категориями ошибок, которые оцениваются тремя приведенными значениями рейтингового параметра.

Последняя таблица представляет собой операционную карту подсчета конечного результата в цветовом коде на основе данных, полученных при анализе предыдущих таблиц.

Если при выполнении анализа с помощью описанных инструментов возникают неясности, или они не содержат необходимой информации, то возникает необходимость перехода к третьей фазе определения значимости.

Определение значимости результатов инспекций на основе детерминистического подхода

На основе такого подхода определяется значимость результатов инспекций для ключевых факторов безопасности, не имеющих непосредственного выражения в параметрах риска. Это аварийная готовность, радиационная защита персонала, радиационная защита населения и физическая защита. Здесь значимость результатов инспекций основывается на их соответствии регулирующим требованиям, или на степени несоответствия этим требованиям выявленных проблем. При этом все применимые требования ранжированы экспертами в зависимости от их значимости для риска при разработке соответствующих руководств. Так, например, в руководстве [15] из 16 требований пункта 50.47(b) свода положений по федеральному регулированию [16] выделены четыре требования вместе с соответствующими частями Приложения Е, как более значимые в отношении риска по сравнению с остальными.

Все руководства по определению значимости результатов инспекций на основе детерминистического подхода имеют характер опросных листов, дополненных блок-схемами, обеспечивающими указания инспектору для пошагового выполнения соответствующей процедуры. Пример такой блок-схемы для одного из направлений ключевого фактора «радиационная защита персонала» приведен на рис.2.

Определение значимости результатов инспекций и программа предшественников аварии

Процесс определения значимости результатов инспекций SDP тесно связан с программой предшественников аварий ASP (Accident Sequence Precursor), которая также как и SDP опирается на полноразмерный вероятностный анализ безопасности PRA.

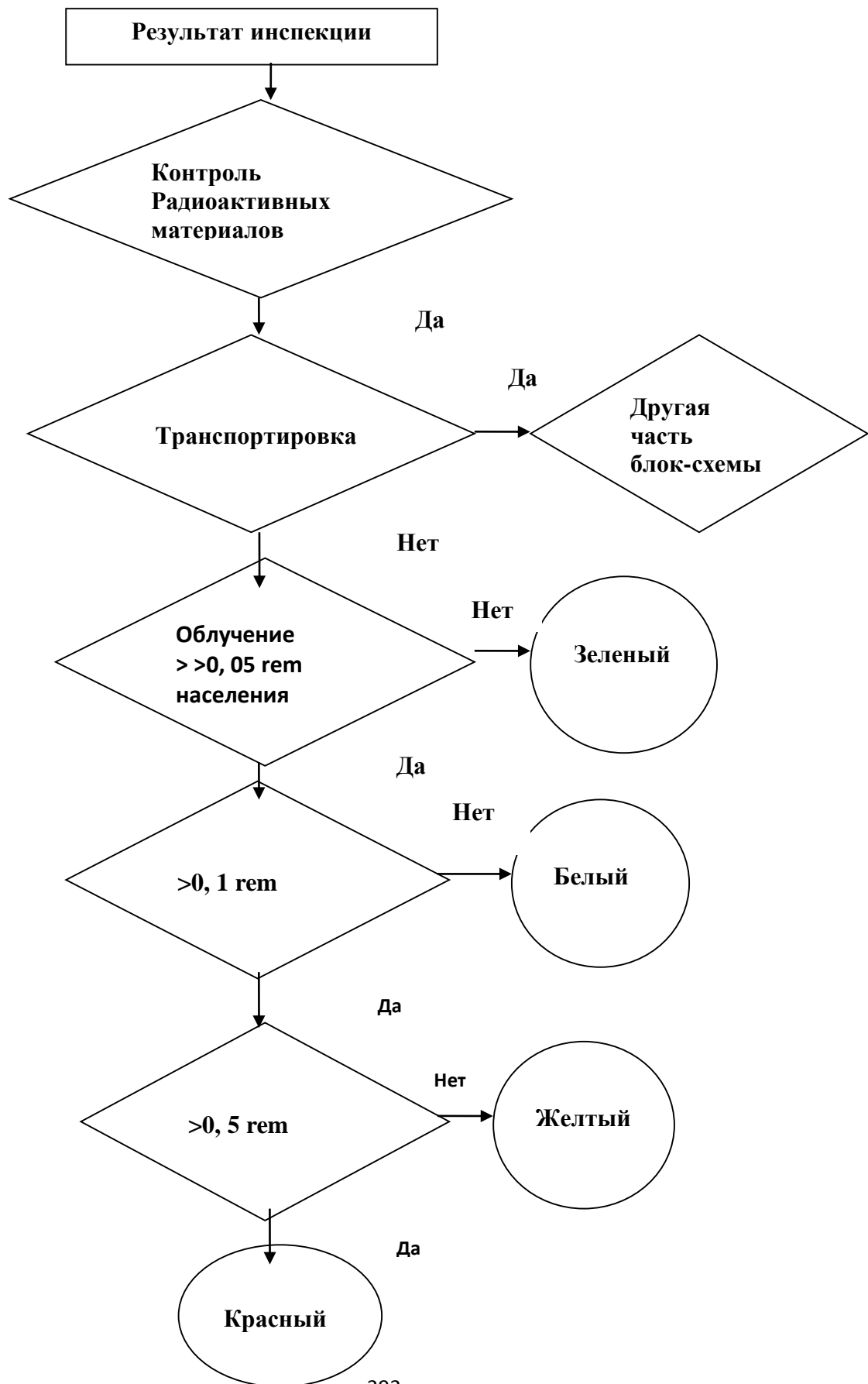


Рис. 2 SDP для ключевого фактора радиационная защита

Эта программа является одной из ранних программ NRC, использующих в своей основе PRA. Она была начата NRC в 1979 году с целью выявления событий (исходных событий или отказов компонентов), имевших место в процессе эксплуатации американских АЭС, при которых в случае появления дополнительных событий могла бы иметь место тяжелая авария. Это так называемые предшественники аварий. Однако не все такие события зачисляются в указанную категорию. Это происходит тогда, когда риск тяжелой аварии с повреждением активной зоны (CDF) возрастает на 10^{-6} на реактор в год и более. Это, по существу, тот же самый критерий значимости, что и в процессе SDP. Поэтому, как представлено в национальном докладе США [17] на 4-й обзорной конференции МАГАТЭ по выполнению конвенции о ядерной безопасности, начиная с 2006 года результаты процесса SDP используются в программе ASP. У них также одна и та же вычислительная основа для выполнения вероятностного анализа. Это расчетная модель SPAR, учитывающая специфические особенности каждой станции, о которой говорилось выше. Упомянутые выше справочные книги [12], [13] и [14] так же являются общими для обоих процессов.

Наряду с указанным нижним критерием определения предшественников аварии в анализах NRC используется критерий для, так называемых, существенных предшественников аварий. Это повышение CDF на 10^{-3} и более, что находится в красной зоне по цветовому коду SDP. Ежегодно персонал NRC представляет на рассмотрение Комиссионеров отчет о состоянии выполнения программы ASP и тренды предшественников аварий и их существенных представителей. Это очень значимая и объективная оценка уровня безопасности американских АЭС, намного более значимая, чем просто по происходившим событиям или даже по международной шкале INES, как это принято во многих странах, в том числе и в России. Вместе с тем, нужно сказать, что по уровню освоенности методов вероятностного анализа безопасности Россия вполне могла бы также использовать анализ предшественников аварий для более глубокой и объективной оценки уровня безопасности эксплуатируемых энергобло-

ков, чем это делается сейчас. Для этого необходимо, чтобы руководство атомного надзора России в большей мере ориентировало свою организацию научно-технической поддержки - НТЦ ЯРБ на разработку научных подходов к атомному надзору, а не замыкало это направление исключительно на свой аппарат, который не в состоянии, да и не способен решать подобные вопросы на современном научно-техническом уровне.

Заключение

Представленной статьей завершается небольшой цикл обзорной информации об американском атомном надзоре, который в настоящее время является самым современным и прогрессивным. Автор надеется, что и в России рано или поздно пройдет время некомпетентного безразличия чиновников, принимающих решения, и представленная информация будет востребована. Только это и придает ему силы продолжать работу в том же направлении.

Литература

1. Букринский А.М. Атомный надзор в США (основные черты и особенности). Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» №1, 2009.
2. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Table of Contents, 2009.
3. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0308, Att 3 «Technical Basis for Significance Determination Process», 2006.
4. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0609 «Significance Determination Process», 2008.
5. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0612 «Power Reactor Inspection Reports», 2008.
6. Букринский А.М. ключевые факторы безопасности и их оценка в процессе реакторного надзора nrc. Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» №2, 2009.
7. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0609.04, «Phase 1 - Initial Screening and Characterization of Findings», 2008.

8. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0612, App B «Issue Screening», 2008.
9. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0612, App E «Examples of Minor Issues», 2008.
10. US Nuclear Regulatory Commission, «Basis Document for Large Early Release Frequency (LERF) Significance Determination Process (SDP). Inspection Findings that May Affect LERF», NUREG-1765, 2002.
11. US Nuclear Regulatory Commission, SECY-99-007a - Recommendations For Reactor Oversight Process Improvements (Follow-up to SECY-99-007), Staff Requirements Memorandum, Attachment 2, Inspection Finding Risk Characterization Process, March 22, 1999.
12. US Nuclear Regulatory Commission, «Risk Assessment of Operational Events», Handbook, Volume 3 – SPAR Model Reviews, Revision 1, SDP Phase 3. 2007.
13. US Nuclear Regulatory Commission, «Risk Assessment of Operational Events», Handbook, Volume 1 – Internal Events, Revision 1.01, SDP Phase 3, 2008.
14. US Nuclear Regulatory Commission, «Risk Assessment of Operational Events», Handbook, Volume 2 – External Events, Revision 1.01, SDP Phase 3, 2008.
15. US Nuclear Regulatory Commission, Inspection Manual Chapter 0609 App. B, «Emergency Preparedness Significance Determination Process», 2007.
16. US Code of federal regulations (CFR), Energy, title 10, part 50, § 50.47 «Emergency Plans» и Appendix E to Part 50—«Emergency Planning and Preparedness for Production and Utilization Facilities».
17. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1650, Rev. 2, «The United States of America Fourth National Report for the Convention on Nuclear Safety», Washington, DC, September 2007.

5.3.4. СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ РЕГУЛИРУЮЩЕЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ NRC НА ОСНОВЕ ПОДХОДОВ, ОРИЕНТИРОВАННЫХ НА ИНФОРМАЦИЮ О РИСКЕ И КОНЕЧНЫЙ РЕЗУЛЬТАТ

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 3, 2009 г.)*

В странах, рано ставших на путь использования атомной энергии в мирных целях, в том числе в США, требования по ядерной и радиационной безопасности формировались на основе детерминистического подхода, опираясь на опыт, расчетные и экспериментальные исследования и суждения квалифицированных экспертов. В основе этого подхода лежит концепция глубоко эшелонированной защиты, обеспечивающая ограничение последствий проектных аварий допустимыми пределами и снижение таких последствий при запроектных авариях. Для анализа проектных аварий постулируется определенный набор исходных событий, а анализ проводится с учетом принципа единичного отказа. Ограничение последствий при проектных авариях обеспечивается системами безопасности, проектирование которых осуществляется с соблюдением целого ряда детерминистически установленных принципов, таких как избыточность, независимость, разнообразие и др.

Этот подход играет определяющую роль и в настоящее время. Однако после того как в 1975 году в США впервые была завершена разработка анализа риска для энергетического реактора, известная как отчет WASH-1400 [1], начал формироваться новый подход на основе вероятностного анализа, получившего

в документации NRC наименование Probabilistic Risk Assessment (PRA), а в России – вероятностный анализ безопасности (ВАБ). Здесь исходные события не постулируются, а берутся исходя из их вероятности, превышающей определенный порог значимости. Рассматриваются все возможные пути развития аварий с учетом надежности всех затронутых систем и элементов, и определяются в качестве меры риска суммарная частота таких последствий как повреждение активной зоны, превышающее допустимые пределы, и частота раннего выброса радиоактивных веществ за пределы защитной оболочки. В терминологии NRC это Core Damage Frequency (CDF) и Large Early Release Frequency (LERF).

Следует отметить, что в основе концепции глубоко эшелонированной защиты лежит понимание вероятностной природы всех событий, как исходных, так и отказов систем и элементов. Поэтому предусматриваемая в этой концепции многобарьерность и другие принципы направлены на снижение вероятности неприемлемых последствий. В ВАБ'е же все вероятностные показатели учитываются непосредственно в количественном виде, что позволяет количественно оценить вклад в безопасность каждого элемента.

По мере совершенствования технологии ВАБ, особенно после тяжелых аварий на АЭС Три Майл Айленд (США) и в Чернобыле (СССР), эта технология вошла в нормативные требования всех стран, развивающих атомную энергетику. Однако для большинства стран эти требования, в основном, относятся к анализу запроектных аварий, обеспечению сбалансированности проекта и оценке достижения вероятностных целей безопасности или целевых ориентиров. В США же после 1995 г., когда появилось заявление о политике NRC в области PRA, началось широкое внедрение и применение этой технологии во всех сферах регулирующей деятельности.

Использование методов PRA в деятельности по ядерному регулированию. Заявление NRC о политике

Заявление NRC о политике по использованию методов вероятностного анализа риска для регулирующей деятельности было издано в августе 1995 г. [2]. Однако еще до его издания, по

мере совершенствования технологии PRA расширялось применение этих методов для решения различных вопросов регулирования безопасности. Так, положение о необходимости оценки связанного с модификацией изменения риска для населения было включено в требования параграфа 50.109 CFR (Свода положений по федеральному регулированию), посвященного правилам реконструкции. Соответствующие положения включены NRC в Заявление о политике в отношении:

- целей безопасности при эксплуатации АЭС (1986 г.);
- тяжелых запроектных аварий на АЭС (1985 г.);
- улучшения технологических регламентов АЭС (1993 г.), а также в решение некоторых других вопросов.

Заявление о политике в отношении PRA дало толчок широкому применению методов вероятностного анализа риска, практически, во всех сферах регулирующей деятельности. Оно предписывает использовать методы PRA в той мере, в какой это позволяет достигнутый уровень их технологии и таким образом, чтобы дополнить действующий традиционный детерминистический подход и поддержать концепцию глубоко эшелонированной защиты. С помощью методов PRA должны быть решены три задачи:

- улучшены процедуры принятия решений;
- повышена эффективность использования ресурсов NRC;
- ослаблены необоснованные ограничения для лицензиатов.

Кроме этого, методы PRA и связанные с ними анализы, такие как анализ чувствительности, анализ неопределенности и анализ важности мероприятий, должны использоваться в регулирующей деятельности там, где практически в рамках достигнутого уровня технологии этих методов можно снизить избыточный консерватизм, связанный действующими регулирующими требованиями, лицензионными обязательствами и практикой персонала NRC. Методы PRA следует использовать для поддержки дополнительных регулирующих требований, там,

где это необходимо, для чего нужно разработать соответствующую процедуру. Оценки PRA должны быть настолько реалистичны, насколько это возможно.

В процессе реализации установок рассматриваемого Заявления о политике, параллельно с внедрением в практику регулирования методов PRA внедрялся еще один подход, а именно подход, ориентированный на конечный результат (Performance-Based Approach). Этот подход позволяет также ослабить давление детальных требований на лицензиата и сэкономить ресурсы регулятора. В этом подходе задаются требования только к конечному результату какой либо деятельности лицензиата, или к функционированию или состоянию конструкций, систем и компонентов (SSC). Он является альтернативой подходу, именуемому в документации NRC предписывающим (prescriptive)¹³, при котором регламентированы все детали того, как может быть достигнут этот конечный результат. Таким считается традиционный детерминистический подход к регулированию, устанавливающий требования к инженерным запасам и к обеспечению качества проекта, изготовления, строительства и эксплуатации. Развитие методов вероятностного анализа дает возможность обоснованно применять подход, ориентированный на конечный результат, не устанавливающий детальных предписаний, но для которого крайне важно установление надежных критериев достижения конечного результата и наличие достаточного запаса безопасности на случай невыполнения этих критериев.

Белая книга о подходах, ориентированных на информацию о риске и на конечный результат

В 1998 г. NRC была разработана, а в марте 1999 г. утверждена Комиссионерами с небольшими поправками белая книга о подходах к регулированию безопасности, ориентированных на информацию о риске и на конечный результат [3]. В этой книге рассмотрены следующие вопросы:

- риск и его оценка (Risk and Risk Assessment);

¹³ В российской практике термин «предписывающий подход» имеет несколько иной оттенок. Это когда большая часть требований носит обязательный, а не рекомендательный характер.

- детерминистический и вероятностный анализы (Deterministic and Probabilistic Analyses);
- видение на основе риска (Risk Insights);
- подход, основанный на риске (Risk-Based Approach);
- подход, ориентированный на информацию о риске (Risk-Informed Approach);
- подход, ориентированный на информацию о риске, и глубокоэшелонированная защита (Risk-Informed Approach and Defense-in-Depth);
- подход, ориентированный на конечный результат (Performance-Based Approach);
- подход, ориентированный на информацию о риске и на конечный результат (Risk-Informed, Performance-Based Approach).

По всем указанным вопросам даны детальные определения и ожидания Комиссии по применению описанных подходов в практике регулирующей деятельности NRC.

Интересно отметить, что в этой белой книге NRC увязывает понятие риска с так называемой «триадой риска». Это три следующих вопроса, раскрывающих, что такое риск:

- Что плохого может случиться?
- Какова вероятность этого?
- Каковы будут последствия?

На первый вопрос отвечает один или несколько сценариев, начиная от исходных событий и до интересующих нас конечных состояний. На второй вопрос отвечают вычисленные значения вероятности, или частоты конечных состояний и неопределенности их определения. На третий вопрос отвечает определение радиационных последствий для конечных состояний каждого сценария.

Оценка риска сводится к получению ответов на эти три вопроса с учетом чувствительности, зоны значимости, взаимодействия систем и неопределенностей, что позволяет определить доминантные сценарии.

Традиционный детерминистический подход оперирует только двумя вопросами из приведенной выше тройки – первым и последним. Кроме того, этот подход не дает общей, интегральной оценки влияния всех исходных событий на безопасность. Таким образом, внедрение количественного анализа риска во все сферы регулирующей деятельности позволяет существенно повысить безопасность за счет объективного взвешивания влияния на неё каждого элемента глубоко эшелонированной защиты, и существенно сэкономить ресурсы, направляя их на наиболее важные для безопасности области.

Под «видением на основе риска» NRC понимает результаты, полученные из анализа риска. Так для анализов риска на АЭС это доминантные сценарии аварий и суммарная частота повреждения активной зоны CDF и частота раннего выброса LERF. Для других приложений могут быть другие результаты. Во всех случаях «видение на основе риска» подтвердило свою высокую эффективность как важнейшего дополнения традиционного детерминистического подхода.

Подход, основанный на риске, подразумевает решение всех вопросов - разработку регулирующих требований и контроль за их исполнением, исключительно на основе анализов риска. Однако для этого необходимо было бы иметь больше уверенности в результатах PRA, чем имеется в настоящее время из-за неопределенностей и неполноты. Поэтому Комиссия по ядерному регулированию США не поддерживает пока такой подход.

Подход, ориентированный на информацию о риске, или сокращенно риск ориентированный подход, представляет собой философию, согласно которой видение на основе риска сочетается с другими факторами по установлению регулирующих требований, которые лучше фокусируют внимание лицензиата и регулятора на проектных и эксплуатационных проблемах в соответствии с их значимостью для безопасности и здоровья людей. При этом эффективность детерминистического подхода улучшается в следующем:

а) появляется возможность рассмотрения более широкого ряда опасностей для безопасности;

б) обеспечиваются логические средства для приоритизации этих опасностей в соответствии с их значимостью для риска, опытом эксплуатации и инженерными соображениями;

в) облегчается рассмотрение более широкого ряда средств защиты от этих опасностей;

г) появляется возможность явного выявления и количественного определения источников неопределенностей анализов (хотя такие анализы не всегда отражают все важные источники неопределенностей);

д) повышается обоснованность принятия решений за счет появления возможности тестировать чувствительность результатов к ключевым предположениям;

Как уже отмечалось выше, на основе видения риска можно снизить избыточный консерватизм детерминистического подхода, или наоборот, выявить области, где такой консерватизм недостаточен, и принять дополнительные регулирующие требования. Вместе с тем, концепция глубоко эшелонированной защиты была и будет оставаться фундаментальным принципом регулирующей практики, особенно для ядерных установок.

Содержание подхода, ориентированного на конечный результат, уже пояснялось выше. Здесь можно дополнительно отметить, что такой подход включает следующие атрибуты:

а) измеряемые (или рассчитываемые) параметры (т.е. необходимые физические параметры, непосредственно измеряемые, или связанные с ними параметры, с помощью которых интересующие параметры могут быть вычислены) для отслеживания результатов работы установки и лицензиата;

б) объективные критерии для оценки конечного результата, устанавливаемые на основе видения риска, детерминистических анализов и опыта;

в) гибкость, предоставляемая лицензиату, в том, как обеспечить выполнение установленных критериев способами, поощряющими и воздающими должное улучшению результатов;

г) положение, при котором невыполнение установленных критериев не ведет немедленно к проблемам безопасности.

Указанные измеряемые (или рассчитываемые) параметры могут быть включены в регулирующие нормативные документы, в условия действия лицензий или в руководства, принятые для исполнения лицензиатом. Руководство NRC по применению такого подхода представлено в [4].

Смешанный подход, ориентированный на информацию о риске и на конечный результат принят NRC в качестве основного для широкого внедрения в регулируемую практику в последнем обновлении планов реализации новых подходов [5].

Смешанный подход объединяет преимущества обеих составляющих его подходов, описанных выше, фокусируя внимание на наиболее важной деятельности и устанавливая объективные критерии её конечных результатов, как основы для принятия регулирующих решений. Однако не все аспекты регулируемой деятельности могут и должны контролироваться с помощью этого подхода. Так, например, если не обеспечено выполнение установленных критериев, то инспекторам регулирующего органа необходимо сосредоточить внимание на используемых лицензиатом методах достижения этих критериев для выявления коренных причин неуспеха и исключения их в будущем.

Планы NRC по развитию и внедрению новых подходов

Первыми планами по разработке и внедрению вероятностных методов в регулируемую деятельность NRC были планы по внедрению PRA. Они разрабатывались с 1994 по 1999 гг. с ежеквартальным обновлением и анализом текущего состояния. В дальнейшем они были заменены планами внедрения регулирования на основе информации о риске. Первый такой план был разработан и принят Комиссией в 2000 г. [6]. В нем более четко описывались все виды деятельности NRC по внедрению риск ориентированного подхода, а изменившееся название более точно отражало его содержание. Периодичность обновления таких планов была увеличена до полугодовой.

Планами охватывались три области регулирующей деятельности NRC: безопасность ядерных реакторов, безопасность ядерных материалов и безопасность радиоактивных отходов.

Хотя в названии планов фигурировал только риск ориентированный подход, в них затрагивался также подход ориентированный на конечный результат. Поэтому при выпуске последнего обновленного плана [5] его название опять было изменено для более точного отражения его содержания. Теперь в приложении к документу [5] наименование плана записано как “Risk-Informed and Performance-Based Plan” (План риск ориентированного и основанного на конечном результате регулирования).

Для каждой области регулирования этот план включает большое количество конкретных тем по разработке, внедрению и последующей оценке элементов обновленной структуры регулирования. Они могут относиться к любым сферам регулирующей деятельности: лицензированию, надзору или разработке новых или альтернативных регулирующих требований. В плане эти конкретные темы названы «инициативами (initiatives)». Исходная база данных таких инициатив приведена в приложении к плану, представленному в документе [5]. Здесь для области ядерных реакторов содержится 79 тем и указано их состояние. Разработка ряда из них уже завершена, другие находятся в процессе разработки. На рис. 1 представлена приведенная в упомянутом плане общая схема его реализации.

Периодичность обновления нового плана и оценка достигнутых результатов осталась полугодовой. Однако его представление в дальнейшем решено было ограничить только веб-сайтом NRC.



Рис. 1 Процесс разработки, внедрения и оценки риск ориентированной и основанной на конечных результатах структуре регулирования

Некоторые результаты реализации нового подхода к регулированию безопасности NRC

Некоторые области внедрения регулирования, основанного на видении риска, уже были отмечены выше. Еще одно важнейшее направление внедрения смешанного подхода, а именно, внедрение его в процесс реакторного надзора, было достаточно детально описано в статьях автора [7] и [8]. Большой интерес представляет альтернативный подход к категоризации конструкций, систем и компонентов на основе их вклада в риск тяжелой аварии, представленный в §50.69 части 50 свода положений по федеральному регулированию (CFR) [9]. Детальное руководство по процессу категоризации разработано Институтом по ядерной энергии США (NEI) [10]. Кроме этого, указания по его применению даны в Руководстве NRC RG 1.201 [11].

В соответствии с этим подходом, для конструкций, систем и компонентов (SSC) на основе информации о риске вводится четыре класса безопасности (Risk-Informed Safety Classes):

- RISC-1 SSC – относящиеся к безопасности (safety related)¹⁴ SSC, исполняющие функции безопасности высокой важности;
- RISC-2 SSC – не относящиеся к безопасности (nonsafety related) SSC, исполняющие функции безопасности высокой важности;
- RISC-3 SSC - относящиеся к безопасности (safety related) SSC, исполняющие функции безопасности низкой важности;
- RISC-4 SSC – не относящиеся к безопасности (nonsafety related) SSC, исполняющие функции безопасности низкой важности;

Для классов RISC-3 SSC и RISC-4 SSC на добровольной основе допускается применение требований, установленных в §50.69 части 50 CFR, вместо требований ряда других параграфов CFR, применявшихся ранее. Это позволяет вывести ряд SSC с низкой значимостью для безопасности из под достаточно жестких ранее применявшихся требований.

Это один из ярких примеров внедрения риск ориентированного подхода в собственно регулирование, осуществляемое NRC.

Общий объем разработок и внедрения нового подхода в регулирование затрагивает большое количество параграфов части 50 CFR и его ключевых приложений, таких как Приложение А (Общие проектные критерии), Приложение В (Обеспечение качества) и ряда других, а также ряда других частей CFR. План разработки и внедрения риск ориентированного подхода в собственно регулирование был одобрен Комиссионерами в 1999 г. и представлен в документе [13].

Наряду с этим NRC совместно с промышленностью постоянно ведет большую работу по совершенствованию PRA и обес-

¹⁴ Как указано в Руководстве NRC RG 1.153 [12] термины “safety related systems” и “safety systems” являются синонимами. Последний термин «системы безопасности» совпадает с российским, однако их не следует полностью отождествлять, поскольку они определены по разному.

печения его соответствия требованиям внедрения риск ориентированного подхода в различные сферы регулирующей деятельности. Представление об этом можно составить, ознакомившись с Руководством NRC [14].

Заключение

Использование научно обоснованных методов, соответствующих достигнутому уровню науки и техники, для внедрения регулирования, ориентированного на информацию о риске и конечный результат, является одной из стратегических задач NRC .

В приведенном выше обзоре была сделана попытка дать некоторое начальное представление о масштабах деятельности, направленной на решение этой задачи, и представить минимально-необходимое число ссылок в качестве отправных точек для более углубленного изучения этой тематики специалистами с целью заимствования полезного опыта.

Если это удалось, хотя бы в малой мере, то автор будет считать свою задачу выполненной.

Литература

1. US Nuclear Regulatory Commission, "Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975.
2. US Nuclear Regulatory Commission, "Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement," Federal Register, Vol. 60, No. 158, August 16, 1995
3. Nuclear Regulatory Commission, "Staff Requirements - SECY-98-144 - White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation." Washington, DC. March 1999.
4. Nuclear Regulatory Commission, "Guidance for Performance-Based Regulation" NUREG/BR-0303, Washington, DC, 2002.
5. Nuclear Regulatory Commission, SECY-07-0074, "update on the improvements to the risk-informed regulation implementation plan." Washington, DC. April 2007.
6. Nuclear Regulatory Commission, SECY-00-0213, "risk-informed regulation implementation plan." Washington, DC. October 2000.
7. Букринский А.М. атомный надзор в США (основные черты и особенности). Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» №1, 2009.

8. Букринский А.М. ключевые факторы безопасности и их оценка в процессе реакторного надзора нрс. Журнал «Ядерная и радиационная безопасность» №2, 2009.
9. US Code of federal regulations (CFR), Energy, title 10, part 50, § 50.69 Risk-informed categorization and treatment of structures, systems and components for nuclear power reactors. November 2004.
10. Nuclear Energy Institute, “10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline,” NEI 00-04, Revision 0, July 2005.
11. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.201, “Guidelines for Categorizing Structures, Systems, and Components in Nuclear Power Plants According to Their Safety Significance,” Washington, DC, Revision 1, 2006.
12. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.153, “criteria for safety systems,” Washington, DC, Revision 1, June 1996.
13. Nuclear Regulatory Commission, SECY-99-256, “Rulemaking Plan for Risk-Informing Special Treatment Requirements,” Washington, DC. October, 1999.
14. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.200, “an approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities”, Washington, DC, Revision 2, March 2009.

5.4. РЕАКЦИЯ МЕЖДУНАРОДНОГО ЯДЕРНОГО СООБЩЕСТВА НА АВАРИЮ НА АЭС «ФУКУСИМА-ДАЙИЧИ» В ЯПОНИИ 11 МАРТА 2011 г.

Соавтор: Шарафутдинов Р.Б.

*(Ядерная и радиационная безопасность,
№ 3, 2013 г.)*

После аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи» в Японии 11 марта 2011 г. Агентство по ядерной энергии Международной Организации по экономическому сотрудничеству и развитию (АЯЭ ОЭСР) при участии его технических комитетов, секретариата и представителей государств-членов ОЭСР предприняли срочные меры по проверке и подтверждению безопасности действующих атомных электростанций, а также по анализу возможных путей дальнейшего повышения безопасности на действующих и новых АЭС.

Работа осуществлялась под руководством трех технических комитетов АЯЭ ОЭСР, работающих в области ядерной и радиационной безопасности: Комитета ядерному регулированию (CNRA), Комитета по безопасности ядерных установок (CSNI) и Комитета по радиационной защите и защите здоровья (CRPPH).

CNRA, как регулирующий комитет АЯЭ ОЭСР, обеспечивал, чтобы государства-члены делились своим опытом и результатами национальных обзоров безопасности, решениями, принятыми для повышения уровня безопасности, и изменениями, которые рассматриваются для их инфраструктуры регулирова-

ния. CNRA установил, методы и процедуры для достижения результатов, соответствующих важности проблем, с которыми пришлось столкнуться. Для этих целей CNRA создал Рабочую группу высокого уровня (Senior Task Group, STG-FUKU) по координации деятельности CNRA, обмену информацией о международной деятельности в части анализа последствий и уроков, извлеченных из событий на АЭС «Фукусима-Дайичи». STG-FUKU было предложено выявить наиболее значимые области по безопасности АЭС, которые могут быть приняты для рассмотрения на международном уровне рабочими группами CNRA или CSNI. Основные задачи STG-FUKU:

- действовать в качестве координационного центра для своевременного и эффективного обмена информацией о международных и региональных мероприятиях, таких как обзоры, аудиторские проверки, инспекции АЭС в связи с аварией на АЭС «Фукусима-Дайичи»;

- своевременно и эффективно связываться и сотрудничать с международными регулирующими органами;

- обсуждать и уточнять извлеченные уроки из аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи»;

- выявлять области для обмена информацией, которые будут способствовать положительной практике и должны быть освоены;

- выявлять области и вопросы, анализ которых может улучшить углубленную оценку безопасности;

- определять краткосрочные и долгосрочные мероприятия для действующих рабочих групп CNRA и CSNI или рекомендовать создание новых промежуточных групп.

В состав STG-FUKU входили представители регулирующих органов Финляндии, Бельгии, Канады, Чешской Республики, Франции, Германии, Республики Корея, Мексики, Нидерландов, Российской Федерации, Словакии, Испании, Швеции, Швейцарии, Великобритании, США, а также представители МАГАТЭ и Комиссии Европейского сообщества (КЕС).

Разработанные АЯЭ ОЭСР меры отражены в отчете [1].

Внешние события, управление аварией, аварийное реагирование и коммуникации в кризисных условиях, человеческие и организационные факторы, надежность систем безопасности

станции – примеры приоритетов, установленных комитетом.

Уроки, извлеченные из аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи», будут изучаться еще долго. К настоящему времени выполнен большой объем работы, однако еще больше осталось на будущее. Чтобы завершить её CNRA продолжит играть ключевую роль в извлечении уроков из произошедшей аварии.

В материалах отчета [1] можно выделить четыре основных тематических области:

- Немедленная реакция стран-членов АЯЭ на аварию.
- Начальное планирование и последующая деятельность АЯЭ по извлечению уроков из аварии на будущее.
- Прямая поддержка Японии по преодолению аварии и её последствий.
- Ключевые послания.

Немедленная реакция стран-членов АЯЭ ОЭСР на аварию включает предварительную оценку состояния безопасности на действующих станциях в соответствии с их лицензионной основой и выполнение, так называемых, «стресс-тестов», при которых проверялась способность действующих станций выдержать повышенные нагрузки, выходящие за рамки лицензионной основы и похожие на те, что случились на АЭС «Фукусима-Дайичи». Далее в этом разделе рассматриваются возможности повышения безопасности по таким приоритетным направлениям как исходные события, потеря функций безопасности, управление аварией, глубоко-эшелонированная защита, аварийное реагирование, послеаварийное восстановление и очистка от радиационных последствий, регулирующая инфраструктура.

В следующей тематической области планируются работы по профильным направлениям трех технических комитетов АЯЭ, а именно: по ядерному регулированию, по ядерной безопасности и по радиационной защите. Кроме того, предусмотрены несколько исследовательских проектов, новые реакторы, а также законодательная основа и обязанности.

По вопросам ядерного регулирования рассматриваются такие темы, как управление аварией, глубокоэшелонированная защита, предвестники аварий, выбор площадки и проблемы связи при кризисных ситуациях.

Ядерная безопасность охватывает следующие темы:

- Работа человека в экстремальных условиях.
- Фильтруемый сброс из защитной оболочки.
- Проблемы контроля водорода.
- Надежность электрических систем.
- Аварийные условия в бассейнах отработавшего топлива.
- Анализ риска для внешних естественных угроз.
- Высокие сейсмические нагрузки на металлические компоненты.
- Программные средства для оценки выбросов продуктов деления.

Ключевые послания как бы являются сигналами, которые подает авария на АЭС «Фукусима-Дайичи» специалистам по ядерной безопасности для извлечения уроков. Они выделяют из всех проанализированных проблем наиболее актуальные и дают наказ на способы их решения. Рассмотрим их более подробно.

Гарантии безопасности

Обеспечение безопасности относится к национальной ответственности каждой из стран, однако это вызывает глобальное беспокойство из-за потенциально далеко идущих последствий возможных аварий. При этом крайне важно международное сотрудничество при выявлении достойных одобрения методов, способных гарантировать, что ядерная безопасность эффективно обеспечивается в пределах национальной регулирующей инфраструктуры в странах, имеющих программы ядерной энергетики. АЯЭ ОЭСР обеспечивает эффективный форум для этого международного сотрудничества и поддерживает его членов в разработке улучшений безопасности в таких областях, как глубоководная защита, управление аварией, человеческие и организационные факторы, совместные исследовательские проекты, радиологическая защита, коммуникации в кризисных условиях и аварийное реагирование.

Разделение ответственности

Главная ответственность за ядерную безопасность лежит на операторах АЭС, а регулирующие органы отвечают за то,

чтобы население и окружающая среда были защищены от вредного воздействия радиации. Оператор обязан обеспечить, чтобы организации, которые его поддерживают, такие как проектировщики, строители, продавцы и их поставщики, понимали свою роль и обязанности в обеспечении ядерной безопасности. Через реализацию надзорных функций, регуляторы с помощью их технических организаций поддержки, отвечают за обеспечение того, чтобы станции разрабатывались, строились, эксплуатировались и обслуживались на основе известных технических и регулирующих требований, нацеленных на защиту населения и окружающей среды. В случае аварии организации аварийного реагирования разделяют с регуляторами и операторами ответственность за эффективный обмен и использование информации для защиты населения и окружающей среды. Все вместе и каждое лицо в отдельности, работающее в ядерной промышленности, – операторы, продавцы, проектировщики, конструкторы, технические эксперты по безопасности и регуляторы – разделяют ответственность за поддержку друг друга за в развитии и эффективном выполнении принципов ядерной безопасности.

Человеческие и организационные факторы

Фундаментальное ключевое послание аварии на АЭС «Фукусима- Дайичи» состоит в том, что не должно быть места для самодовольства и успокоенности в реализации методов и концепций обеспечения ядерной безопасности. Регуляторы и лицензиаты сосредоточили существенные усилия на проектах и технических аспектах безопасности, которые могут быть улучшены, чтобы повысить ядерную безопасность. Однако авария на АЭС «Фукусима-Дайичи» выявила существенные новые человеческие, организационные и культурные вызовы, с которыми необходимо иметь дело. Она показала важность применения существующих концепций и технических знаний во всех сферах принятия решений – при проектировании, эксплуатации и управлении аварией. Этот аспект извлеченных уроков имеет отношение к человеку и элементам организации процессов принятия решений, а именно - создание условий и способности людей и организаций принимать необходимые решения и предпринимать необходимые действия для их реализации. Было признано,

что организационные факторы, включая независимость, техническую способность и открытость регулятора в Японии, внесли свой вклад в аварию и в чрезвычайное реагирование. Авария также выявила факторы, создавшие стресс для работы персонала и вызвавшие масштабное разрушение инфраструктуры, необходимой для планирования и аварийного реагирования.

Глубокоэшелонированная защита

Концепции, которые формируют основу принципов ядерной безопасности, такие как глубокоэшелонированная защита, разнообразие, непрерывные улучшения и обратная связь с опытом эксплуатации, считались важными до аварии и остаются такими же после неё. Хотя авария на АЭС «Фукусима-Дайичи» по существу разрушила все процедурные и технические барьеры на пути выброса радиоактивных веществ в окружающую среду, фундаментальная концепция глубокоэшелонированной защиты осталась в силе и продолжает поддерживаться теми, кто отвечает за ядерную безопасность (операторы и органы безопасности). Двигаясь вперед, регулирующие органы в каждой стране должны рассмотреть, в том числе в своих руководствах, меры по предотвращению и ослаблению последствий на каждом уровне глубокоэшелонированной защиты, применяя ее к стадиям проектирования и размещения АЭС. Они должны также обеспечить, чтобы до практически приемлемой степени меры и ресурсы, предпринятые на одном уровне глубокоэшелонированной защиты, были независимы от других уровней для минимизации возможности отказов по общей причине и распространения отказов с одного уровня на другой, как это произошло на АЭС «Фукусима-Дайичи».

Учет глубокоэшелонированной защиты при размещении АЭС – гарантия того, что риски от внешних опасностей будут полностью рассмотрены прежде, чем станция будет разработана и построена, а уникальные особенности площадки будут использованы для того, чтобы минимизировать отказы оборудования по общей причине. При недостатке знаний и методов, а также там, где имеет место высокая неопределенность, как в случае с внешними опасностями, эффективное внедрение кон-

цепции глубокоэшелонированной защиты требует дополнительных мер и знаний для того, чтобы поддержать адекватные запасы безопасности.

Вовлеченность заинтересованных сторон

Последний барьер глубокоэшелонированной защиты – противоаварийные планы и контрмеры, осуществляемые для защиты населения от вредных эффектов радиации. Текущие международные рекомендации Международной комиссии по радиационной защите (ICRP) были изданы в 2009 г. и находятся сейчас в процессе преобразования в требования МАГАТЭ для принятия на национальном уровне. Таким образом, авария на АЭС «Фукусима-Дайичи» была чрезвычайным тестом новых рекомендаций, которые еще не были интернационально или национально внедрены. Это будет способствовать более эффективному принятию решений, подготовке и аварийному реагированию на всех уровнях – местном, региональном, национальном и правительственном, а также лучшему определению того, кто нуждается в помощи и какой, если авария произошла. Выполнение защитных мер, однако, остается проблематичным особенно, если ситуация переходит в фазу длительного восстановления в отношении эвакуированных или принимавших йодную профилактику и желающих вернуться к нормальной жизни. Такой переход требует существенных ресурсов и усилий для эффективного вовлечения заинтересованных сторон, чтобы разобраться и справиться с их проблемами. Это особенно сложно в послеаварийных условиях, когда общественное доверие может быть подорвано. Существенным фактором усложнения является нехватка научного понимания степени риска, вызванного низкими уровнями облучения (то есть от нуля до нескольких десятков миллизивертов в год).

СРРПН оценил проблемы управления восстановлением после аварии и будет работать с координацией на интернациональном уровне, чтобы с ними справиться, побуждая заинтересованные стороны к участию в этой деятельности и способствуя их вовлечению в нее.

Коммуникации в кризисных условиях

В этой сфере регулирующие органы после аварии подверглись большому давлению. Главным вызовом, с которым столкнулись информаторы регулирующих органов, было установление баланса между своевременностью информации и её надежностью в условиях, когда трудно получить детали. Кроме того, важно быть уверенным, что информация, предоставляемая другими странами, не была вредна для пострадавшей страны. Было признано, что необходимы существенные улучшения в международных коммуникациях и информационном обмене между национальными регулируемыми организациями и их центрами кризисного реагирования. Таким образом, международный обмен информацией в отношении аспектов ядерных кризисных ситуаций также рассматривается для улучшения возможности сообщать надежные данные, информацию и решения национальным органам всех стран и их аварийным и техническим кризисным центрам, которые могли быть прямо или косвенно затронуты ядерной кризисной ситуацией, так быстро и эффективно, как это возможно.

Опыт аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи» выявил потребность постоянно общаться и на простом языке так, чтобы представители населения могли понимать состояние своей безопасности. Текущие планы коммуникаций неадекватно отражают социологические и психологические факторы, а также в меньшей степени экономические аспекты. Рабочая группа CNRA по общественным коммуникациям организаций ядерного регулирования подготовила очень полезный доклад в области общественных коммуникаций и должна продолжить поддерживать государства-члены в их усилиях модернизировать планы коммуникаций.

Международные аспекты аварийной готовности

Авария на АЭС «Фукусима-Дайичи» показала, что страны, территория которых не была непосредственно затронута аварией, среагировали очень быстро в отношении сбора информации и предоставления рекомендаций их гражданам, находящимся в Японии. Разнообразие национальных рекомендаций и, в особенности, различия между японскими рекомендациями по

защите и таковыми от иностранных правительств для их собственных граждан в Японии требует, чтобы механизмы распространения технической информации среди правительств были улучшены. Международные упражнения для ядерных чрезвычайных ситуаций (INEX) АЯЭ ОЭСР акцентировали внимание на этой проблеме и продолжают изучать национальные подходы к принятию таких решений. Иностранное участие в национальных тренировках по критическим ситуациям и общее международное обучение должны стать ключевыми элементами в улучшении международной подготовленности к чрезвычайным ситуациям. В случае, если большая авария произойдет, может возникнуть потребность в срочных действиях в странах, смежных с государством, где авария произошла. Многие страны, в частности европейские, работали некоторое время на двухсторонней и региональной основе, чтобы скоординировать подходы для выполнения срочных контрмер. В дальнейшем могут быть ценными обсуждения по такой координации, возможно, в контексте международного оповещения и соглашений о помощи.

Торговля и транспортные проблемы

Хотя существуют международные соглашения относительно послеаварийной торговли пищевыми продуктами, соответствующие стандарты не использовались и никакие стандарты не существовали для послеаварийной торговли товарами. Международные обсуждения по этим проблемам продолжаются. АЯЭ ОЭСР предложило МАГАТЭ основу для разработки критериев по управлению международной торговлей пищевыми продуктами и товарами с послеаварийных загрязненных территорий.

Научные исследования и разработки

Поскольку процесс восстановления после аварии на АЭС Фукусима Дайичи продолжается и определенные заключения уже достигнуты, последние могли повлиять на долгосрочные рекомендации для исследований и разработок. Кроме того, еще продолжается сбор существенной информации, такой как дезактивация и восстановление после аварии. Этот процесс будет длиться много лет, так как продолжается демонтаж поврежден-

ных реакторов и сбор данных о состоянии активных зон и других устройств станции. После предварительной оценки безопасности были предприняты технические оценки, чтобы отреагировать на извлеченные из аварии уроки, используя лучшие имеющиеся методы. В результате исследований развиваются улучшенные методы анализа для тех областей, которые не были охвачены (оценки внешних опасностей).

Международное сотрудничество и вклад АЯЭ ОЭСР

Страны продвигаются вперед с выполнением планов реагирования на аварии в рамках их регулирующих инфраструктур, предпринимая меры по улучшению безопасности атомных электростанций и улучшению аварийной готовности. Краткосрочные меры были, в целом, связаны с национальной деятельностью и отражены в действиях, которые были предприняты непосредственно по проблемам, выявленным аварией на АЭС «Фукусима- Дайичи». Для среднесрочных и долгосрочных действий по извлеченным урокам международное сотрудничество обеспечивает наилучший форум для сбора, обмена и анализа данных по развитию последовательных подходов, которые могут быть применены в рамках национальной регулирующей инфраструктуры. Это международное сотрудничество также обеспечивает форум, на котором партнеры регуляторы могут активно поощрять друг друга, чтобы остаться бдительными в обеспечении ядерной безопасности электростанций и помочь избегать самодовольства, которое внесло свой вклад в аварию на АЭС «Фукусима-Дайичи». АЯЭ ОЭСР обеспечивает форум для сотрудничества как по среднесрочным, так и долгосрочным проблемам в её целевых группах, а также в существующих рабочих и экспертных группах и совместных международных исследовательских проектах. Много стран со зрелыми программами ядерной энергетики стремятся достигнуть и поддерживать высокий уровень безопасности, применяя принцип непрерывных улучшений безопасности, которые разумно достижимы, и используя обзоры безопасности, чтобы идентифицировать меры по её улучшению. Эти методы должны постоянно поощряться и использоваться для обновления действующих стандартов и идентификации современных методов в свете уроков, извлеченных из аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи».

Литература

1. The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: OECD/NEA Nuclear Safety Response and Lessons Learnt, OECD 2013, NEA No. 7161.

А.М. Букринский

Безопасность атомных станций и ее регулирование в России
Сборник статей

Авторская редакция

Тираж 100 экз.