

СПРАВОЧНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Проблемы нормативного обеспечения безопасного размещения объектов использования атомной энергии

Е.Г. Бугаев, И.В. Калиберда, И.М. Лавров, Л.М. Фихиева
(НТЦ ЯРБ)

Вопрос размещения объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) в Российской Федерации всегда имел и имеет в настоящее время важное практическое значение. Причин для этого немало – экономические, социальные, политические и другие. Однако основная – возможность значительного сокращения рисков влияния ОИАЭ на окружающую среду за счет оптимального выбора площадки на основе оценки влияния природных и техногенных процессов, явлений и факторов.

Строительство ОИАЭ началось без достаточного нормативного обеспечения. Предполагалось, что все вопросы безопасности могут быть решены технически.

Однако в процессе эксплуатации ОИАЭ были выявлены природные и техногенные процессы, явления и факторы, негативно отражающиеся на обеспечении безопасности объекта. Так, на некоторых атомных станциях пришлось заниматься разработкой мероприятий по повышению их сейсмостойкости, бороться с недопустимыми кренами, осадками, развитием карстово-суффозионных просадок на площадке и другими явлениями. В связи с этим, начиная с середины 80-х годов прошлого века, разрабатывается и совершенствуется нормативное регулирование вопросов размещения ОИАЭ.

В 1987 году был введен в действие документ “Требования к размещению атомных станций”. В нем впервые четко сформулирована необходимость учета процессов, явлений и факторов природного и техногенного происхождения при размещении атомных станций и оценки влияния атомной станции на окружающую среду и население. Роль этого документа в упорядочении проектно-исследовательских работ для обоснования безопасности атомных станций трудно переоценить.

В 1993 году был введен документ “Размещение атомных станций. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности”. ПНАЭ Г-03-33-93, который после пересмотра в 2001 году получил новый шифр – НП-032-01.

При пересмотре основной акцент был сделан на том, что дальнейшее развитие и изменение нормативных требований, регламентирующих безопасное размещение атомных станций, происходит не столько из-за ужесточения требований безопасности, сколько из-за новых факторов и явлений, ранее не известных, и уточняющих знаний о влиянии ОИАЭ на окружающую среду.

В последние годы нормативная база получила значительное развитие за счет создания серии руководств по безопасности. Серия содержит рекомендации и методики, способствующие более надежному выявлению внешних воздействий, определению параметров их влияния на ОИАЭ, а также проведению оценок распространения в атмосфере и миграции в подземных водах радионуклидов в местах размещения объектов в случае аварии. Кроме того, внедряются вероятностные подходы для оценок безопасности размещения ОИАЭ.

К настоящему времени введены в действие следующие документы:

ПНАЭ Г-05-035-95. Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на ядерно- и радиационно опасные объекты.

НП-032-01. Размещение атомных станций. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности.

НП-031-01. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций.

НП-050-03. Размещение ядерных установок ядерного топливного цикла. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности.

НП-006-98. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомной станции с реакторами типа ВВЭР (с изменением № 1, внесенным постановлением Госатомнадзора России от 15.01.96 № 1).

НП-018-2000. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реакторами на быстрых нейтронах.

НП-051-04. Требования к отчету по обоснованию безопасности ядерных установок ядерно-топливного цикла.

ПНАЭ Г-14-038-96. Требование к отчету по обоснованию безопасности пунктов хранения радиоактивных отходов в части учета внешних воздействий.

РБ-001-97 (РБ Г-12-42-97). Рекомендации по углубленной оценке безопасности действующих энергоблоков атомных станций с реакторами типа ВВЭР и РБМК (ОУОБ АС).

РБ Г-05-039-96. Руководство по анализу опасности аварийных взрывов и определению параметров их механического воздействия.

РБ-006-98. Определение исходных сейсмических колебаний грунта для проектных основ.

РБ-019-01. Оценка сейсмической опасности участков размещения ядерно- и радиационно опасных объектов на основании геодинамических данных.

РБ-022-01. Рекомендации по оценке характеристик смерча для объектов использования атомной энергии.

Перечень научно-исследовательских работ,

выполненных сотрудниками НТЦ ЯРБ в 2004 г.

1. **ДНП-4-265-2004/070** Представление в Рабочую группу по техническим регламентам проектов концепций и технических заданий на разработку четырех технических регламентов. (Промежуточный отчет). В.П. Слуцкер.
2. **ДНП-4-266-2004/700** Влияние техногенных воздействий на глубинные захоронения РАО и ОЯТ. (Внеплановый отчет). Р.Б. Шарафутдинов, С.Г. Цыпин.
3. **ДНП-4-267-2004/100** Анализ нарушений в работе АС за 2003 г. (**Заключительный отчет**). Н.Н. Хренников, А.Л. Хазанов.
4. **ДНП-4-268-2004/700** Разработка документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерными материалами при их транспортировании. *Договор № 043-11/2003*. (Отчет). Р.Б. Шарафутдинов, Н.С. Пронкин.
5. **ДНП-4-269-2004/900** Разработка метода объединения информации при оценке вероятности безотказной работы арматуры по результатам испытаний и эксплуатации на АЭС. *Договор №1-04 от 05.01.04*. (**Заключительный отчет**). В.Ш. Плеханов.
6. **ДНП-4-272-2004/120** Разработка критериев оценки СОАИ для энергоблоков АЭС с РБМК-1000 и мероприятий по вводу их в действие на 1 и 2 блоках Смоленской АЭС. *Договор №6-04 от 03.03.04*. (Отчет). Н.Н. Хренников, М.В. Кузнецов, В.Н. Антропов.
7. **ДНП-4-293-2004/20** Система показателей для осуществления мониторинга инженерно-геологических условий размещения объектов использования атомной энергии. *Договор №19/4.2.1.-187 от 26.04.04*. (Отчет). И.В. Калиберда.
8. **ДНП-4-294-2004/090** Описание и анализ эксплуатационных режимов работы крана мостового электрического кругового действия на блоках №1 и №2 Калининской АЭС. *Договор №25-04 от 28.06.04*. (Отчет). А.В. Любарский, С.О. Волковицкий.
9. **ДНП-4-295-2004/090** Эксплуатационные режимы полярного крана на Калининской АЭС. Вопросы анализа действий персонала, работающего с полярным краном. *Договор №25-04 от 28.06.04*. (Отчет, часть 1). А.В. Любарский, С.О. Волковицкий.
10. **ДНП-4-295-2004/090** Анализ надежности управляющей системы механизма главного подъема полярного крана. *Договор №25-04 от 28.06.04*. (Отчет, часть 2). А.В. Любарский, Т.В. Берг.
11. **ДНП-4-296-2004/900** Анализ возможности объединения статистических данных по результатам испытаний и эксплуатации арматуры при расчете вероятности безотказной работы. *Договор №20-04 от 01.06.04*. (**Заключительный отчет**). В.Ш. Плеханов.
12. **ДНП-4-297-2004/400** Разработка датчика, определяющего мощность радиоактивных выбросов в вентиляционных трубах АЭС. (Отчет). *Договор №ПИ-4-04/05 от 30.04.04*. А.П. Елохин, А.Ю. Бирюков.
13. **ДНП-4-298-2004/700** Анализ материалов по обращению с радиоактивными отходами в хвостохранилищах ОАО «Машиностроительный завод». (Отчет). *Договор №21-03-1419/56*. Р.Б. Шарафутдинов, А.А. Сметник, А.Г. Левин.
14. **ДНП-4-299-2004/100** Оценка методологии разработки СОАИ для энергоблоков с РБМК-1000 и мероприятий по вводу их в действие на 1 и 2 блоках Смоленской АЭС. (Отчет). *Договор № 5-04 от 03.03.04*. Н.Н. Хренников, М.В. Кузнецов.
15. **ДНП-4-300-2004/300** Контроль механических свойств трубопроводов разрушающимися или неразрушающимися методами должен проводиться через каждые 200000 ч эксплуатации для АЭУ с водородными реакторами (ВВЭР), водографитовыми реакторами (РБМК) и с реакторами на быстрых нейтронах с жидкотеплоносителем (БН) на блоках с максимальной наработкой (далее п.7.6.3. ПНАЭ Г-7-008-89). (Отчет). Н.И. Карпунин, Н.Н. Шабанов, С.С. Ломакин, И.И. Нещеретов, Е.В. Васильева.
16. **ДНП-4-301-2004/200** Разработка второй редакции проекта НД «Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла». *Договор №140/3 от 09.01.02* с учетом доп. Соглашения №1 от 10.12.02. (Отчет). А.А. Строганов, А.И. Попыкин.
17. **ДНП-4-302-2004/060** Введение в базу данных нормативных документов других министерств и ведомств. (Отчет). В.П. Слуцкер, Т.В. Сеницына, Д.М. Ченькаев, В.П. Тарасова.
18. **ДНП-4-303-2004/060** Ввод в полнотекстовую базу данных утвержденных в I и II кв. документов по ядерной и радиационной безопасности и другой информации. (Отчет). В.П. Слуцкер, Т.В. Сеницына, Д.М. Ченькаев, В.П. Тарасова.
19. **ДНП-4-304-2004/20** Разработка проекта методического документа «Оценка и прогноз экономического ущерба от чрезвычайных ситуаций на пунктах хранения и захоронения радиоактивных отходов», проведение согласования документа и подготовка его к утверждению в установленном порядке. *Договор №19/4.2.1.-187 от 26.04.04*. (**Заключительный отчет**). И.В. Калиберда.
20. **ДНП-4-305-2004/500** Результаты научно-технической поддержки Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору по внедрению и использованию различных типов

аналитических тренажеров энергоблоков АС для обучения, моделирования эксплуатационных режимов, анализа нарушений и оценки безопасности действующих АС. (**Заключительный отчет**). А.С. Алпеев, Г.А. Санковский.

21. **ДНП-4-306-2004/700** Исследование источников и возможных путей поступления радионуклидов в брызгальные бассейны Балаковской АЭС. *Договор №41-04 от 12.10.04.* (Аннотационный отчет). Е.А. Иванов, Р.Б. Шарафутдинов.

22. **ДНП-4-307-2004/700** Анализ нарушений в работе ОЯТЦ и годовых отчетов по безопасности ОЯТЦ. (**Заключительный отчет**). Р.Б. Шарафутдинов, С.В. Цветков.

23. **ДНП-4-308-2004/900** Научно-техническая поддержка внедрения Системы сертификации оборудования, изделий и ядерных технологий для ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения. (**Заключительный отчет**). В.Ш. Плеханов, В.С. Свинцов.

24. **ДНП-4-309-2004/700** Исследование возможностей применения программного комплекса AMBR 3.1 для проведения экспертизы документов, обосновывающих безопасность приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов. (**Заключительный отчет**). Р.Б. Шарафутдинов, А.А.Сметник, Д.В. Мурлис.

25. **ДНП-4-310-2004/050** Организация и проведение аттестации программных средств, используемых для обоснования безопасности ОИАЭ, анализ опыта экспертизы программных средств. (**Заключительный отчет**). И.Р. Уголева.

26. **ДНП-4-311-2004/1000** Анализ нарушений в работе исследовательских ядерных установок (ИЯУ) и годовых отчетов по безопасности ИЯУ. (**Заключительный отчет**). В.В. Парамонов.

27. **ДНП-4-312-2004/060** Формирование и ведение документов Федерального фонда стандартов в области использования атомной энергии. (Аналитический отчет). Т.В. Сеницына.

28. **ДНП-4-313-2004/060** Корректировка структуры базы данных. Наполнение базы данных новыми документами. (**Заключительный отчет**). Т.В. Сеницына, Д.М. Ченыкаев.

29. **ДНП-4-314-2004/100** Экспертиза годовых отчетов по безопасности АС за 2003 г. Н.Н. Хренников, А.Л. Хазанов.

30. **ДНП-4-315-2004/100** Анализ нарушений в работе АС за январь-октябрь 2004 г. (Промежуточный отчет). Н.Н. Хренников, А.Л. Хазанов.

31. **ДНП-4-316-2004/100** Анализ нарушений в работе АС за период 2001-2003 гг. (**Заключительный отчет**). Н.Н. Хренников, А.Л. Хазанов.

32. **ДНП-4-317-2004/700** Природные аналогии захоронений радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива. (Внеплановый отчет). Р.Б. Шарафутдинов, С.Г. Цыпин.

33. **ДНП-4-318-2004/300** Оценка причин и сопутствующих монтажных, эксплуатационных и технологических условий неблагоприятного влияния на прочность парогенераторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 с учетом отечественного и зарубежного опыта. (**Заключительный отчет**). Н.И. Карпунин, О.М. Зуева.

34. **ДНП-4-319-2004/800** Анализ нарушений в работе ЯЭУ судов и годовых отчетов по безопасности ЯЭУ судов. (**Заключительный отчет**). А.Я. Шутьгин, В.П. Шемпелев.

35. **ДНП-4-320-2004/400** Рабочий проект информационной системы о радиационных объектах народного хозяйства России. (**Заключительный отчет в 4-х томах**). П.М. Рубцов, А.И. Мусорин.

36. **ДНП-4-321-2004/400** Рекомендации по оценке безопасности систем локализации и сброса давления при авариях на АЭС. (**Заключительный отчет, методический документ**). П.М. Рубцов, В.А. Двухименный.

37. **ДНП-4-322-2004/700** Заключение на разрабатываемые Росатомом нормативные документы по водно-химическому режиму блоков АЭС. (Отчет). Р.Б. Шарафутдинов, Л.Г. Денисова.

38. **ДНП-4-323-2004/400** Методика расчета распространения гамма-излучения концентрации радионуклидов в аварийных помещениях блока при авариях на АЭС, сопровождающихся выходом продуктов деления во внешнюю среду. (**Заключительный отчет**). П.М. Рубцов, А.П. Елохин.

39. **ДНП-4-324-2004/900** Научно-техническая поддержка по совершенствованию инспекционной деятельности на ОИАЭ. (**Заключительный отчет**). В.Ш. Плеханов, Г.В. Малевинский.

40. **ДНП-4-325-2004/300** Экспериментальное определение содержания водорода в сплаве Э125. (Промежуточный отчет). Н.И. Карпунин, А.Н. Любимов, А.К. Рютинский.

41. **ДНП-4-326-2004/060** Ввод в полнотекстовую базу данных утвержденных в III и IV кв. документов по ядерной и радиационной безопасности. (Отчет). В.П. Слуцкер, Т.В. Сеницына, Д.М. Ченыкаев, В.П. Тарасова.

42. **ДНП-4-328-2004/200** Анализ реактивных эффектов в переходных режимах и при отклонениях от нормальной эксплуатации (включая реактивные аварии) на реакторах АС и их возможное влияние на ядерную безопасность АС. (Отчет). А.А. Строганов, А.И. Попыкин.

**Анализ реактивных эффектов в переходных режимах
и при отклонениях от нормальной эксплуатации (включая
реактивные аварии) на реакторах АС и их возможное влияние
на ядерную безопасность АС**

НТЦ ЯРБ с привлечением специалистов ИЯР РНЦ “Курчатовский институт”, ФГУП ГНИПКИ “Атомпроект”, ФГУП “ВНИИАЭС” в 2004 г. завершил научно-исследовательскую работу “Анализ реактивных эффектов в переходных режимах и при отклонениях от нормальной эксплуатации (включая реактивные аварии) на реакторах АС и их возможное влияние на ядерную безопасность АС” (руководитель темы и ответственный исполнитель канд. физ.-мат. наук А.И. Попыкин).

В работе рассмотрен вопрос сложившейся на сегодня системы оценки эффектов реактивности, анализа переходных процессов (под переходными процессами подразумеваются процессы с нарушением условий нормальной эксплуатации) и аварий с изменением реактивности (реактивные аварии), а также соответствующих нормативных документов и критериев приемки, используемых при обосновании ядерной безопасности реакторов АС.

Представлен обзор анализов переходных процессов и аварий с изменением реактивности, проанализированы эффекты реактивности основных реакторных установок АС для различных загрузок топлива, а также возможные переходные процессы и аварии с изменением реактивности.

Предпринята попытка обобщить опыт, накопленный при проведении в НТЦ ЯРБ экспертизы ядерной безопасности действующих и проектируемых реакторных установок АС. Рассмотрена возможность пересмотра всей системы критериев безопасности и проектных пределов безопасности при проектировании и эксплуатации реакторов и создания более совершенной системы критериев ядерной безопасности реакторов АС.

Методика анализа переходных процессов и аварий с изменением реактивности, используемая в настоящее время эксплуатирующими и проектными организациями при обосновании ядерной безопасности реакторных установок АЭС, в том числе и при внедрении ядерного топлива новых сортов, в последнее время значительно улучшилась. Это связано с появлением нескольких новых программ совместного трехмерного нейтронно-гидравлического расчета. Обзор этих программ дан в отчетах, указанных ниже в пп. 3 и 4. Однако используемые в упомянутых программах модели все же нуждаются в улучшении, особенно для аварий с быстрым вводом значительной реактивности.

Показано, что при анализе реактивных аварий необходимо учитывать ряд специфических особенностей. Реактивные аварии отличаются тем, что их прямое моделирование невозможно в силу понятных причин, а использование косвенных экспериментальных результатов требует расчетной интерпретации, способ выполнения которой в значительной мере влияет на выводы. По этой причине основным инструментом для исследования реактивных аварий являются программные средства (коды).

Реактивные аварии - это сложные процессы, для описания которых требуются программные средства, объединяющие нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты с детальным освещением реакторных установок. Для более или менее представительного описания нейтронной физики нужны нестационарные программы трехмерного расчета, имеющие не менее одной расчетной точки на ячейку. Значительные затруднения возникают из-за необходимости получить исходные данные с описанием анализируемых реакторных установок, действующих в настоящее время. Поэтому в работе большое внимание уделено анализу программных средств (кодов), используемых при рассмотрении реактивных аварий, и вопросам их аттестации. Приводятся сведения о расчетных исследованиях некоторых реактивных аварий в НТЦ ЯРБ и о программных средствах, которые могли бы быть использованы при их рассмотрении.

Результаты исследований изложены в пяти отчетах:

1. Анализ научной литературы по эффектам реактивности при эксплуатации АС и переходным процессам и авариям с изменением реактивности. Обзор литературы по переходным процессам и авариям с изменением реактивности (Инв. № 200-06/10).
2. Анализ эффектов реактивности основных энергетических РУ по отношению к авариям с изменением реактивности (Инв. № 200-0611).
3. Обзор расчетных исследований переходных процессов и аварий с изменением реактивности в реакторах АС, выполненных в обоснование безопасности (Инв. № 200-0612).
4. Оценка и предложения по совершенствованию расчетов переходных процессов и аварий с изменением реактивности в реакторах АС (Инв. № 200-0613).
5. Оценка полноты и достаточности обоснования безопасности по отношению к переходным процессам и авариям с изменением реактивности в основных РУ АС (Инв. № 200-0614).

Отчеты могут быть полезны специалистам в области проектирования и эксплуатации реакторных установок атомных электростанций.

Заказы на отчеты можно отправлять по адресу: 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д.2/8, корп.5, НТЦ ЯРБ, ОНТИ или по факсу 264-28-56.

Телефон для справок: 264-28-53.

В.П. Горбунов

Публикации по вопросам атомной энергетики

Пере проверка безопасности старых сооружений, вовлеченных в топливный цикл Safety reassessment of the old installations involved in fuel cycle.

M. Guillard. Eurosafe, Berlin, 4-5 novembre 2002. Rapport IRSN/DES-549 (2002).

Аннотация

Старение оборудования снижает уровень безопасности атомной станции. Пере проверка безопасности должна проводиться для того, чтобы убедиться в соответствии станции новым нормам, а также требованиям безопасности и радиационной защиты. При этом должны учитываться данные, предоставляемые оператором, и приниматься во внимание будущее станции (оставшийся срок службы, изменение нагрузки, старение материалов).

Цель пере проверки – определить любые несоответствия современным нормам и требованиям для оценки приемлемости этих несоответствий с учетом предлагаемого оператором комплекса компенсационных мероприятий. Агентство по ядерной безопасности (NSA) будет решать судьбу станции, принимая в расчет приемлемость предложений оператора. Такие пере проверки для последнего очень важны, особенно если станция не новая. Вопросы, относящиеся к сейсмической безопасности, часто служат причиной укрепления конструкции и сооружений. Любые несоответствия нормам в этих вопросах могут заставить оператора остановить станцию на более или менее короткий срок.

При пере проверке не только устраняются существующие несоответствия, но и контролируется возможность станции соответствовать будущим нормам и требованиям.

Практика периодических пере проверок позволяет избежать серьезных расхождений между параметрами работы станции и действующими нормами, стимулирует постоянное повышение уровня ее безопасности.

Пере проверки безопасности старых станций составляют большую часть деятельности IRSN. Подобные пере проверки нуждаются в привлечении специалистов из различных областей науки и техники. Одна из основных трудностей – оценка предложенных оператором мероприятий по компенсации обнаруженных недостатков и несоответствий нормам, что относится, в частности, к сейсмической защите, так как нет общих правил, позволяющих оценить поведение существующих сооружений в условиях сейсмических воздействий. Это может приводить к долгим и сложным экспертным оценкам, касающимся, во-первых, безопасности зданий, а во-вторых, адекватности предложенных мер по укреплению конструкции.

Пере проверка безопасности будет проведена на расположенной в ядерном центре Кадараш старой станции, управляемой Комиссариатом по атомной энергии Франции (CEA). Построенная в начале 60-х годов, станция используется для исследования облученных материалов и топлив.

Пере проверка безопасности ядерных установок. Результаты пере проверок энергоблоков 900 МВт. Пере проверка безопасности лабораторий и заводов по производству ядерного топлива на примере Лаборатории исследования активных топлив (LECA)

Conclusions des réexamens de sûreté des tranches de 900 Mwe. Le réexamen de sûreté des laboratoires et usines nucléaires. Application au Laboratoire d'Examen des Combustibles Actifs. D. Dousson, M. Guillard, T. Charles. Revue Contrôle n° 147 juillet 2002. Rapport IRSN-DES/534 (2002).

Аннотация

Более чем через десять 10 лет после пуска пере проверка безопасности реакторов мощностью 900 МВт привела в 2002 г. к улучшению и обновлению их с целью повышения уровня безопасности. IRSN признал важным это достижение. Исследования позволили, с одной стороны, сделать выводы о начальной безопасности, а с другой – выявить области, требующие улучшений, отдельные из которых были реализованы в виде модификаций конструкции реактора. С учетом всех выводов, полученных из вышеупомянутых исследований в области безопасности, было решено признать реакторы мощностью 900 МВт допустимыми к эксплуатации до третьей, проводимой раз в 10 лет, пере проверки безопасности.

Пере проверка безопасности лабораторий и заводов по производству ядерного топлива описывается на примере LECA. Представлено заключение IRSN в области пере проверки безопасности, на основе которого предложены технические усовершенствования конструкции с разъяснением их общественной цели. Цель состоит в том, чтобы определить изменение состояния безопасности реактора между двумя проверками и за счет модифицирования его конструкции компенсировать снижение уровня безопасности. Изменения должны учитывать как опыт предыдущей, так и особенности предстоящей эксплуатации. Несмотря на старение оборудования, продолжение эксплуатации остается выгодным для оператора. Кроме того, оператор может быть вынужден остановить станцию на более или менее короткий срок с целью укрепления сооружений, необходимого для повышения уровня сейсмической безопасности. В представленном приложении к заключению IRSN о пере проверке безопасности ядерной лаборатории, используемой CEA с начала 60-х годов, отмечаются трудности, встречаемые при оценке сейсмической безопасности старых зданий и адекватности мер по их укреплению.

Пере проверка безопасности энергетических реакторов. Международные подходы
Réexamen de sûreté des réacteurs de puissance. Approches internationales. D. Dousson.
Conférence SFEN Réévaluation de sûreté. Paris, 4 mai 2004. Rapport IRSN-DSR/21 (2004).

Аннотация

Пере проверка безопасности – эффективный способ исследования изменения безопасности действующих атомных станций. И для оператора, и для надзорных органов она играет главную роль в процессе демонстрации безопасности реакторов в течение всего срока эксплуатации. Таким образом, подобные пере проверки служат предварительным условием продления срока службы атомной станции. Являясь систематическими и комплексными исследованиями, проводимыми каждые 10 лет, они позволяют, с одной стороны, убедиться, что реактор удовлетворяет нормативной базе, на основе которой было дано разрешение на его пуск (т.е. совокупности действовавших при сооружении реактора требований безопасности), а с другой – сравнить действовавшие требования с более поздними требованиями безопасности. Сегодня пере проверка безопасности стала широко распространенной практикой в странах, использующих ядерные реакторы на атомных электростанциях. Преимущества пере проверок разнообразны: гарантии для надзорных органов того, что реактор достаточно надежен и останется таковым до следующей пере проверки; доверие оператору, который может успешно управлять станцией; лучшее отношение к этой станции общественности. В статье приводится обзор практики пере проверки безопасности, базирующейся на основе опыта различных стран и на рекомендациях МАГАТЭ.

Структуры и средства, используемые техническим кризисным центром IRSN в случае аварийных ситуаций, которые могут воздействовать на объекты ядерного топливного цикла

Organization and means used at the IPSN technical crisis center for crisis situations that could affect fuel cycle installations. Ph. Dubiau, D. Leteinturier. Workshop on the safety of the nuclear fuel cycles. 29-31 mai 2000, Tokio, Japan (2000).

Аннотация

Если во Франции происходит серьезная авария на ядерном объекте (реакторе PWR, исследовательском реакторе, объекте ядерного топливного цикла), то по запросу регулирующего органа начинает функционировать технический кризисный центр (ТКЦ) IRSN. В статье приводятся средства ТКЦ, используемые в случае аварийной ситуации на объекте ядерного топливного цикла: перечислены основные задачи ТКЦ, средства оповещения об опасности, требования к квалификации операторов, процедуры технической экспертизы и разработанные способы оценки; представлена структура организации.

Картография и техническое управление ядерной аварией

Cartographie et gestion technique de la crise nucléaire. Céline Couvez, Denis Winter. Géo-Evènement 2003, 4-6 mars 2003, Paris. (2003).

Аннотация

В случае радиационной опасности (аварии на ядерном объекте, аварии при транспортировании радиоактивных материалов) IRSN уполномочен проводить техническую экспертизу ситуации и давать властям советы по мерам защиты населения и окружающей среды.

Для осуществления этих задач IRSN разработал и имеет комплекс средств, позволяющих в кризисной ситуации предсказать последствия выброса радиоактивных веществ в окружающую среду. Эти средства дают возможность оценить, с одной стороны, немедленный ущерб от выброса для населения, а с другой стороны – долговременный ущерб окружающей среде, населению и сельскому хозяйству.

Таким образом, геоинформационная система используется для представления результатов расчетов с помощью различных средств и для наглядной оценки последствий (ущерба). Она также позволяет на основе баз данных получать точную информацию о демографии, зонах обитания, объектах сельского хозяйства и промышленности, находящихся в зонах возможного радиационного воздействия. Кроме того, эта система помогает планировать противоаварийные действия, принимая в расчет административные границы и пути сообщения в рассматриваемой зоне.

Безопасность хранения топлива на французских атомных станциях мощностью 900 МВт

Safety of the fuel storage in French nuclear power plants 900 Mwe. L. Gilloteau. Eurosafe, Paris, 25-26 novembre 2003. Rapport IRSN-DSR/4 (2003).

Аннотация

Для уменьшения длительности остановов реактора в целях повышения его эксплуатационной готовности EDF уменьшил паузу между остановом реактора и окончанием выгрузки топлива. Это привело

к увеличению остаточной активности топлива, помещаемого в бассейн выдержки на время останова энергоблока. Отсюда наблюдается превышение пределов радиационной нагрузки, установленных в нормативных документах по безопасности атомных станций. Эта адекватная ситуация, выявленная, с одной стороны, опытным путем, а с другой стороны, – перепроверкой безопасности, проведенной на реакторах мощностью 900 МВт, была предварительно разрешена введением дополнительных эксплуатационных ограничений. В дальнейшем предполагается улучшить концептуальный подход и режим эксплуатации сооружений для хранения отработавшего ядерного топлива на таких атомных станциях.

IRSN проанализировал предложения и исследования, проведенные EDF, для повышения уровня безопасности хранения отработавшего топлива и ужесточения действующих ограничений по эксплуатации бассейнов выдержки в реакторах 900 МВт.

В результате IRSN был вынужден провести проверку ситуаций аварийной эксплуатации, которые могут повлиять на условия работы системы охлаждения бассейна выдержки, опираясь, в частности, на вероятностную оценку рисков разгерметизации топливных элементов, хранимых в топливном здании. Проведенные EDF работы предлагают модификацию сооружений для хранения топлива с целью улучшения их обслуживания (контроля охлаждения, контрольно-измерительной техники бассейна) и управления аварийными ситуациями (особенно по использованию дополнительного оборудования и совершенствованию технологических операций).

На своем совещании в ноябре 2002 г. IRSN представил выводы своей оценки риска для группы постоянно загруженных реакторов. Как показала проверка, надежность системы охлаждения отработавшего топлива, хранимого в бассейнах выдержки, будет значительно повышена в случае реализации предложения EDF по их модернизации.

До того, как в результате проведенных оценок будет осуществлена соответствующая модификация оборудования, решено провести некоторые компенсационные мероприятия, определенные в 1998 г. Эти заключения и модификации должны быть адаптированы для внедрения на новейших реакторах (1300 и 1450 МВт).

Также выявлено, что независимо от остаточной активности топлива, помещенного в бассейн выдержки, некоторые опасные ситуации, такие как быстрый слив бассейна, пожар или наводнение, затрагивающее помещения здания для хранения топлива, могут быть неуправляемыми при существующем состоянии сооружений. В дальнейшем EDF предполагает провести детальный анализ этих ситуаций с целью разработки новых модификаций конструкции, позволяющих повысить безопасность станции.

Подходы к обеспечению безопасности нового французского исследовательского реактора

Safety approach for a new French research reactor. D. Rive, L. Bertrand, J. Couturier.
Eurosafe, Paris, 25-26 novembre 2003. Rapport IRSN-DSR/3 (2003).

Аннотация

После общего обзора существующих в Европе технологических реакторов в статье подробно описывается подход к обеспечению безопасности, используемый для нового исследовательского реактора, который строится во Франции, а также приводятся следующие из оценки IRSN основные рекомендации.

Комиссариат по атомной энергии Франции (CEA) предложил новый проект реактора бассейнового типа, названного "Jules Horowitz reactor" (RJH). Его сооружение планируется завершить в Кадараше в 2013 г. CEA передал Генеральному директорату по ядерной безопасности и радиационной защите приложение с описанием мер безопасности, выбранных для данного проекта. Статья в основном посвящена реактору RJH – единственному исследовательскому реактору, запланированному к созданию во Франции за последние 20 лет.

CEA – разработчик новых АЭС – решил добиться повышенного уровня безопасности этого реактора. Никакое усовершенствование не должно приводить к снижению безопасности. Для существующих станций такие усовершенствования вводятся с учетом ограничения проекта во время регулярных проверок безопасности. Повышенная безопасность новых станций должна быть обеспечена в самом проекте. Этот важный на стадии разработки шаг возможен, если уделить внимание опыту работы существующих станций, углубленным исследованиям безопасности, проводимым на указанных станциях, и результатам исследований безопасности. Кроме того, вводимые инновации должны способствовать снижению вероятности развития и управлению ходом тяжелой аварии.

Цель статьи – описать наиболее успешные решения по улучшению безопасности, следующие либо из вариантов, целенаправленно выбранных CEA, либо из рекомендаций на основе утвержденных соответствующими регулирующими органами экспертных оценок IRSN.

Вероятностный анализ безопасности французских реакторов типа PWR 900.

Результаты и выводы

Probabilistic safety assessment of the French PWR 900 Mwe series. Results and insights. F. Corenwinder, V. Bertrand, P. Dupuy, C. Gomane, J.M. Mattei, F. Pichereau. PSAM6 conference, Puerto Rico, juin 2002. Rapport IRSN-DES/517 (2002).

Аннотация

IRSN выполняет уточнение вероятностного анализа безопасности (ВАБ) стандартного французского реактора PWR 900 с целью внесения соответствующих модификаций в конструкцию и управление реактором, начиная с первой версии этого исследования, опубликованного IRSN в 1990 г. При выполнении данного уточнения приняты во внимание новые данные и новые знания. Так, были переоценены многие ранее определенные цепочки событий и идентифицированы новые цепочки событий. Данное рассмотрение позволило выявить существенные последовательности развития аварии, которые не были включены и детально проанализированы в первой версии ВАБ. Благодаря уточнению обеспечена верификация изменений в конструкции и управлении реактором, сделанных с целью снижения частоты реализации преобладающих цепочек (последовательностей) развития аварии, идентифицированных в исследовании ВАБ 1990 г. Цель статьи – описать преобладающие цепочки (последовательности) развития аварии и представить важнейшие положения анализа и основные выводы.