

Средние оценки базового параметра для
трехэлементной системы.

Таблица 3.6

NN	Наименование оборудования	АЗС	Вероятность на требование			
			двойных отказов		тройных отказов	
			Консервативная оценка	Реалистическая оценка	Консервативная оценка	Реалистическая оценка
1	Насос	КоЛАЗС	$9,1 \times 10^{-4}$	$2,6 \times 10^{-4}$	$4,3 \times 10^{-4}$	$2,4 \times 10^{-4}$
		ЗАЭС	$1,8 \times 10^{-3}$	$9,4 \times 10^{-4}$	$1,4 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-4}$
2	Дизель-генератор	КоЛАЗС	$3,6 \times 10^{-4}$	$3,6 \times 10^{-4}$	$3,6 \times 10^{-4}$	$3,6 \times 10^{-5}$
		ЗАЭС	$1,4 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-3}$	$5,5 \times 10^{-4}$	-
3	Вентилятор	КоЛАЗС	$1,6 \times 10^{-3}$	$3,1 \times 10^{-4}$	0	0
4	Запорная арматура с эл/привод.	КоЛАЗС	$9,8 \times 10^{-5}$	$9,6 \times 10^{-5}$	$2,4 \times 10^{-4}$	$1,8 \times 10^{-4}$
5	Регулирующая арматура	КоЛАЗС	$5,0 \times 10^{-5}$	$5,0 \times 10^{-5}$	0	0

Вероятности таких ошибок оцениваются значениями 1×10^{-3} и 1×10^{-5} , соответственно /6/.

3.5. Заключение.

Разработана система сбора и обработки эксплуатационных данных по отказам по общей причине оборудования систем безопасности АС. Организован сбор таких данных на АЭС с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 по первичной эксплуатационной документации.

Разработаны принципы обработки статистической информации. На основании собранных данных оценены значения параметров для параметрических моделей и проведен анализ их чувствительности.

ГЛАВА 4. ВЕРОЯТНОСТНЫЕ АНАЛИЗЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС ВВЭР С УЧЕТОМ ЗАВИСИМЫХ ОТКАЗОВ.

4.1. Особенности проектов анализируемых АЭС.

В настоящей главе рассмотрены результаты применения разработанной во второй главе методики анализа зависимых отказов, а также полученных в третьей главе оценок параметров моделей отказов по общей причине при проведении вероятностных анализов безопасности АЭС с ВВЭР /26,32-36/. Ниже кратко охарактеризованы основные отличия защитных мер против таких отказов в проектах анализируемых АЭС.

АЭС "Пакш" (2 блок) в Венгрии и АЭС "Хурагуа" на Кубе оснащены реакторами типа ВВЭР-440. 2 блок АЭС "Пакш" является стандартным блоком (проект В-213). На этом блоке все системы безопасности состоят из 2-х, 3-х или 4-х полностью идентичных каналов. Принципы функционального и физического разделения каналов выдержаны только частично, а именно, в отношении систем безопасности, непосредственно связанных с первым контуром АЭС, и обеспечивающих систем безопасности. Каналы защитных систем безопасности, обеспечивающих отвод тепла и расхолаживание реакторной установки через второй контур, имеют двухканальное исполнение, многочисленные функциональные связи и размещены в одном помещении.

На АЭС "Хурагуа" каналы всех систем безопасности функционально и физически разделены. В частности, системы, обеспечивающие отвод тепла через второй контур АЭС состоят из трех полностью независимых идентичных каналов, расположенных в отдельных помещениях.

АЭС "Темелин" в ЧСФР, Ловииза-3 в Финляндии, Ростовская и Балаковская-5,6 АЭС оснащены реакторами типа ВВЭР-1000. Ростовская АЭС и АЭС "Темелин" состоят из одного стандартного блока (проект

В-320). На этих блоках системы безопасности имеют по 3 идентичных канала (исключение составляет система гидроемкостей - 4 канала). Канал каждой системы полностью отделен от других ее каналов функционально и физически.

АЭС Ловииза-3 имеет системы безопасности, состоящие из 4-х идентичных каналов. Все каналы физически и функционально разделены. Некоторые функции безопасности, связанные с подачей борного раствора в первый контур, выполняются двумя системами, состоящими из различных по конструкции элементов. Кроме базового проекта рассмотрен также вариант с введением дополнительного пятого канала в систему аварийной питательной воды, элементы которого конструктивно отличаются от элементов остальных четырех каналов.

5 и 6 блоки Балаковской АЭС имеют ряд дополнительных систем безопасности по сравнению с серийным проектом В-320. Две из них предназначены для резервирования систем безопасности, выполняющих функции быстрой остановки реактора и отвода тепла через второй контур АЭС. Важной особенностью 5,6 блоков Балаковской АЭС является то, что дополнительные системы быстрого ввода бора в первый контур и пассивного отвода тепла имеют другой физический принцип функционирования по сравнению с системами безопасности, которых они резервируют.

4.2. Результаты оценки вклада отказов по общей причине в частоту серьезного повреждения активной зоны реактора.

Количественные оценки влияния отказов по общей причине на показатели безопасности АЭС с ВВЭР базировались на детальных качественных анализах. В процессе выполнения качественных анализов реша-

лись следующие задачи:

- 1) выявлялись факторы, способные вызвать отказы по общей причине;
- 2) определялись группы элементов, которые потенциально могут быть подвержены воздействию общих причин;
- 3) анализировалась степень защищенности групп элементов против воздействию общих причин;
- 4) проводилось просеивание групп элементов, потенциально подверженных воздействию общих причин, с целью исключения из рассмотрения маловероятных событий на основании качественных критериев;
- 5) разрабатывались детальные вероятностные модели событий отказов по общей причине. Разработка моделей основывалась на методике, изложенной во второй главе и позволяющей адекватно учесть особенности эксплуатации систем безопасности и степень их защищенности против отказов по общей причине.

Важным количественным результатом, получаемым при анализе зависимых отказов, является вклад отказов по общей причине в интегральные показатели безопасности. Результаты проведенных анализов обобщены в табл.4.1. Следует отметить, что эти вероятностные анализы безопасности выполнены в разном объеме, что оказывает влияние на значения полученных частот разрушения активной зоны. Поэтому в табл. 4.1 приведены относительные вклады отказов по общей причине. На результаты анализов влияли также отраженные в табл.4.1 различия в моделях и исходных данных. Тем не менее, можно сделать общий вывод, что отказы по общей причине являются наиболее значимым вкладчиком в частоту повреждения активной зоны.

Вероятностное моделирование АЭС "Пакш" было выполнено в объеме одного пути развития аварии /26/. В качестве исходного события была задана средняя течь теплоносителя первого контура с одновременным

Таблица 4.1

Результаты моделирования отказов по общей причине в проведенных вероятностных анализах безопасности.

Наименование АЭС	Тип АЭС	Характер моделирования отказов по общей причине	Использованные модели	Источник исходных данных		Вклад отказов по общей причине в вероятность плавания активной зоны %
				3	4	
1	2	3	4	5	6	7
Темелин, *) Чехословакия	ВВЭР-1000, стандартный блок	Раздельное моделирование общих причин	Базового параметра, биномиальная	База данных МАГАТЭ	США	93
Ростовская, СССР	ВВЭР-1000, стандартный блок	Обобщенное моделирование общих причин	Греческих букв	База данных МАГАТЭ	США	86,5
Балаковская-5,6, СССР	ВВЭР-1000, усовершенствованный блок	Обобщенное моделирование общих причин	Греческих букв	База данных МАГАТЭ	США	76
Ловииза-3, *) Финляндия	ВВЭР-1000, усовершенствованный блок	Обобщенное моделирование общих причин	Греческих букв	База данных МАГАТЭ	США	83
Хурагуа, *) Куба	ВВЭР-440, усовершенствованный блок	Обобщенное моделирование общих причин	Базового параметра метра	Кольская АЭС	Кольская АЭС	43
Пакш, *) Венгрия	ВВЭР-440, стандартный блок	Раздельное моделирование общих причин	Базового параметра, биномиальная	База данных МАГАТЭ	США	78

*) Рассмотрено ограниченное число исходных событий аварии.

обесточиванием АЭС. Функционально-системное дерево событий для этой аварии представлено на рис.2.3. Анализировался путь развития, реализующийся при совместном отказе систем аварийного охлаждения активной зоны высокого давления и систем отвода тепла по второму контуру (конечное состояние N 5 на рис.2.3). Структурно-функциональная схема, разработанная для этого пути развития аварии, представлена на рис.2.4. Наличие межканальных функциональных зависимостей в системах безопасности, осуществляющих отвод тепла по второму контуру, определяет усложненную форму схемы.

В процессе вероятностного моделирования был выполнен анализ чувствительности результатов к варьированию различных факторов (см. рис.4.1). Из рис.4.1 видно, что значение частоты реализации аварийной последовательности наиболее чувствительно к изменению вклада отказов по общей причине, в т.ч. и от доминантных вкладчиков (дизель-генераторов).

Вероятностное моделирование АЭС "Пахш" было проведено в рамках Программы координированных исследований МАГАТЭ параллельно и независимо другими группами исследователей из 4-х стран, применявших западную методологию. Отчет советской группы /26/ прошел экспертизу специалистов МАГАТЭ и зарубежных участников. Несмотря на различия в методологических подходах, получена удовлетворительная сходимость количественных результатов в советском и зарубежных отчетах.

Тем не менее, сравнение результатов параллельной работы позволило выявить ряд трудностей, с которыми столкнулись зарубежные участники. Применяемая ими методология больших деревьев отказов, на которых в явной форме отображаются события отказов по общей причине (см. главу I), вызвала необходимость сильного закругления моделей. Это связано с ограниченными расчетными возможностями ЭВМ. Использо-

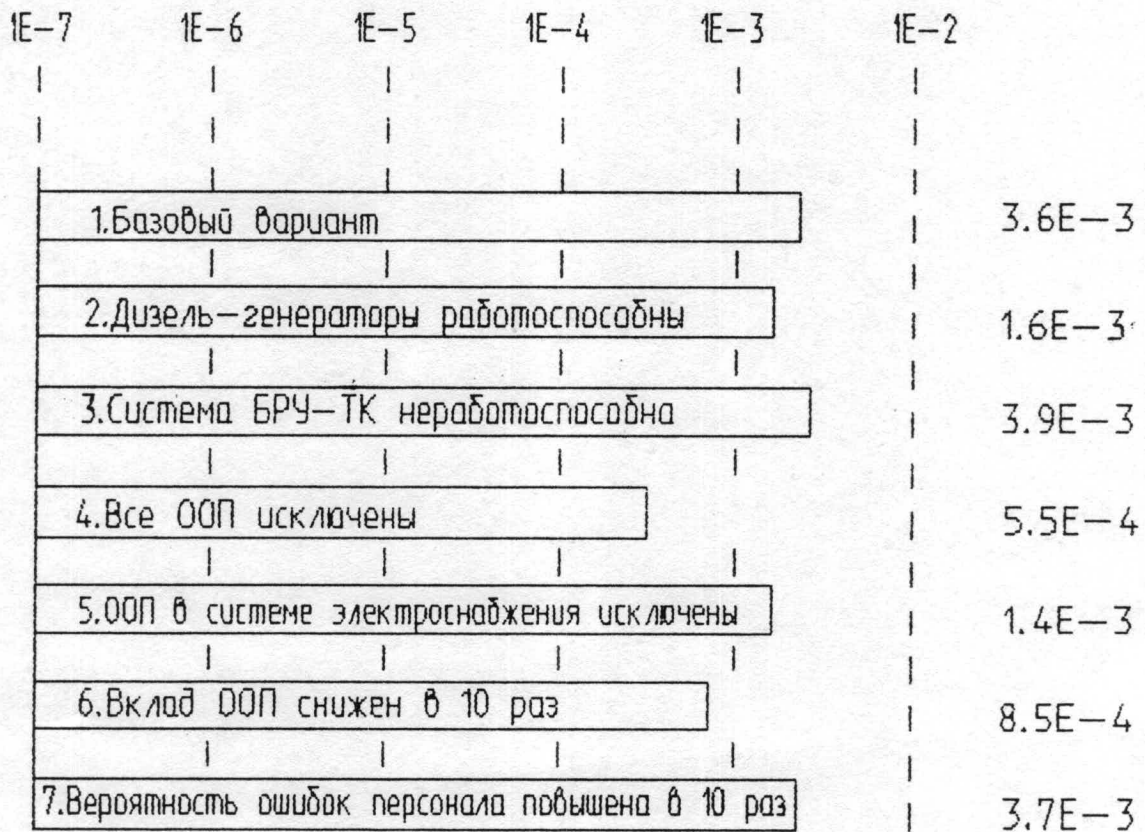


Рис.4.1. Результаты анализа чувствительности оценки условной вероятности реализации пути развития аварии f_p на АЭС "Пакш".

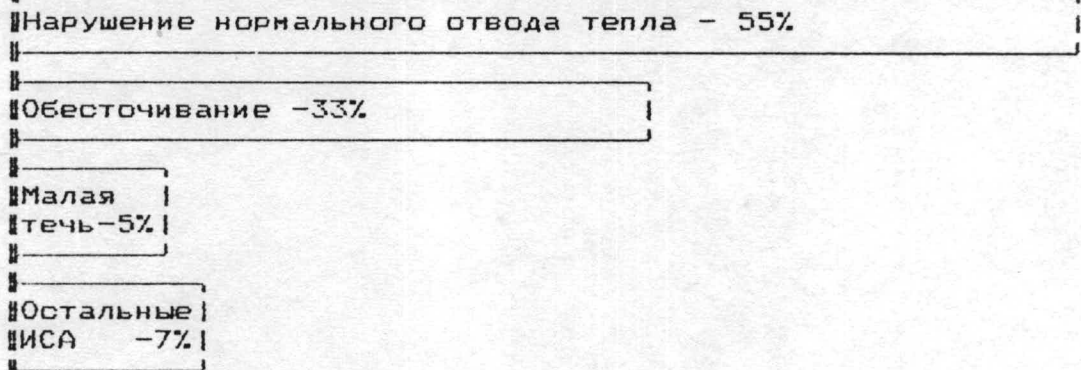
вание советской группой методики, изложенной во второй главе, позволило использовать вероятностные модели, более адекватно учитывающие специфику эксплуатации рассмотренных систем безопасности.

Вероятностный анализ безопасности АЭС "Хурагуа" /35/ был ограничен двумя исходными событиями: большой и средней течью теплоносителя первого контура.

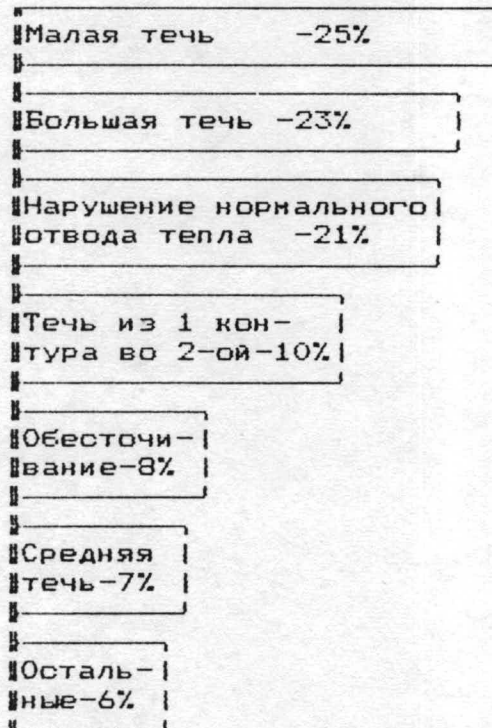
При проведении вероятностного анализа безопасности АЭС "Темелин" /32/ не моделировались нарушения отвода тепла по второму контуру и длительные обесточивания. Проект АЭС "Темелин" проходил экспертизу МАГАТЭ. Было получено положительное заключение в части выполнения вероятностного анализа безопасности.

Вероятностные анализы безопасности Ростовской АЭС /33/ и 5,6 блоков Балаковской АЭС /34/ были выполнены в полном объеме в отношении внутренних исходных событий /28/. Поэтому представляет интерес сравнение полученных абсолютных значений вероятностных показателей безопасности. Средняя оценка частоты серьезного повреждения активной зоны Ростовской АЭС составила $2,7 \times 10^{-4}$ 1/год, а 5,6 блоков Балаковской АЭС - $1,8 \times 10^{-6}$ 1/год. В значительной степени эти результаты определяются вкладом отказов по общей причине (см. табл. 4.1).

На рис. 4.2 показаны доминантные вкладчики в частоты повреждения активной зоны по группам исходных событий. На Ростовской АЭС для всех групп доминантных исходных событий требуется выполнение функции отвода тепла от реакторной установки через второй контур при высоком давлении. Невыполнение этой функции, являющейся узким местом проекта, вносит доминирующий вклад в нарушение безопасности. Данная функция безопасности выполняется системами аварийной питательной воды и сброса пара из парогенераторов через клапаны БРУ-А. Введение дополнительных каналов в этих системах не



а) Ростовская АЭС



б) Балаковская АЭС

Рис.4.2. Вклад различных групп исходных событий в частоту плавления активной зоны.

обеспечивает существенного повышения безопасности вследствие влияния отказов по общей причине. Поэтому к снижению частоты повреждения активной зоны целесообразно стремиться путем внедрения разнопринципности систем, выполняющих эту функцию безопасности.

Такое техническое решение было реализовано в проекте 5,6 блоков Балаковской АЭС в виде системы пассивного отвода тепла. Обоснование эффективности этого решения было осуществлено при проведении вероятностного анализа безопасности 5,6 блоков Балаковской АЭС /34/. Внедрение системы пассивного отвода тепла позволило значительно уменьшить вклад как независимых отказов, так и отказов по общей причине, в результате чего частота повреждения активной зоны 5,6 блоков Балаковской АЭС уменьшилась приблизительно в 150 раз по сравнению с Ростовской АЭС. Отсутствие значительно выделяющихся доминантных вкладчиков по группам исходных событий на Балаковской АЭС (см.рис.4.2б) показывает, что этот проект является более сбалансированным, чем проект Ростовской АЭС.

Система аварийного отвода тепла через второй контур является наиболее узким местом и в проекте АЭС Ловииза-3 /36/. Невыполнение функции отвода тепла через второй контур вносит 84% вклад в частоту повреждения активной зоны. Для повышения безопасности АЭС Ловииза-3 была исследована возможность установки дополнительного пятого канала в систему аварийной питательной воды. Результаты анализа показали, что сооружение пятого канала из однотипных с остальными каналами элементов приводит к уменьшению вероятности невыполнения им заданных функций только в 2 раза из-за влияния отказов по общей причине. В то же время использование конструктивной разнопринципности позволяет уменьшить этот показатель в 5 раз. Для более значительного его снижения необходимо уменьшить влияние ошибок персонала и отказов по общей причине в системе отвода пара из парогенераторов.

Вероятностный анализ безопасности АЭС Ловииза-3 был выполнен по контракту институтом "Атомэнергoproject" и принят финской стороной, в т.ч. в части моделирования отказов по общей причине. В процессе поэтапной приемки успешно прошли экспертизу разработанные модели, и проверены результаты выполненных расчетов.

Одним из результатов исследования эффективности мер защиты против отказов по общей причине явилась разработка подхода к проектированию АЭС нового поколения НП-1000. Этот подход заключается в использовании одного из фундаментальных принципов обеспечения безопасности - разнопринципности. Наиболее глубокая проработка этого принципа требует применения систем, основанных на различных физических принципах, для выполнения прежде всего критических функций безопасности, т.е. таких функций, выполнение которых требуется наиболее часто для предотвращения тяжелых аварий. Наряду с такой разнопринципностью должны быть использованы и другие виды, включая различия в конструкции, компоновке, режимах функционирования и обслуживания резервируемых объектов, выполняющих функции безопасности. Примерами таких проектных решений являются:

- применение пассивных и активных систем для выполнения одной функции безопасности (реализация физической разнопринципности);

- использование различных режимов функционирования резервируемых каналов систем безопасности, часть из которых являются постоянно работающими, а остальные - эксплуатирующимися в режиме ожидания;

- разработка регламента испытаний систем безопасности со сдвигом моментов проверок работоспособности отдельных каналов.

4.3. Заключение.

Проведены вероятностные анализы безопасности 6 атомных станций с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с учетом зависимых отказов, включая отказы по общей причине. Получено, что отказы по общей причине вносят доминантный вклад в частоту серьезного повреждения активной зоны реактора. Показано, что проектные решения, основанные на разнопринципности, являются эффективным средством снижения влияния отказов по общей причине и являются основой при разработке атомных станций нового поколения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Рассмотрены особенности атомной станции как объекта исследования различных зависимостей при проведении вероятностного анализа безопасности. Дана классификация зависимостей, включая отказы по общей причине, на основании опыта эксплуатации отечественных и зарубежных атомных станций.

2. Разработана методика и программное обеспечение анализа функциональных зависимостей на системном уровне. Модель обеспечивает:

- уменьшение объема исходной логической информации;
- сокращение объема вычислений путем процедуры промежуточного просеивания модульных минимальных сечений;
- наглядность представления исходных данных и получаемых результатов.

На элементном уровне модель обеспечивает адекватный учет всех количественных характеристик каскадных отказов.

3. Разработана методика и программное обеспечение анализа отказов по общей причине. Методика предусматривает отдельное моделирование различных классов отказов по общей причине и введение таких событий в логическую модель в неявном виде на уровне минимальных сечений. Модель обеспечивает:

- детальный учет степени защиты против отказов по общей причине;
- определение всех необходимых количественных характеристик таких первичных событий;
- сокращение объема вводимой в программу исходной логической информации;
- уменьшение объема вычислений за счет процедур просеивания элементных минимальных сечений.

4. Методика анализа зависимых отказов, в том числе отказов по общей причине, включена в проект отраслевого Руководства по выполнению вероятностных анализов безопасности атомных станций, используемого в институтах "Атомэнергопроект" для проведения таких анализов.

5. Разработана система сбора и обработки данных по отказам по общей причине оборудования систем безопасности отечественных атомных станций. На основании статистической информации получены оценки параметров моделей таких отказов по ряду типов тепломеханического оборудования атомных станций с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

6. Разработанная методика анализа зависимых отказов и полученные оценки параметров моделей отказов по общей причине использованы при проведении вероятностных анализов безопасности 6-ти отечественных и зарубежных атомных станций с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. 5 анализов включены в состав проектов соответствующих атомных станций.

Получены количественные оценки частоты повреждения активной зоны реактора с учетом влияния зависимых отказов и оценки вклада отказов по общей причине в этот вероятностный показатель безопасности. Проведено обоснование проектных решений, направленных на защиту против отказов по общей причине. Методика и результаты вероятностных анализов безопасности атомных станций "Пакш" (Венгрия), "Темелин" (Чехословакия) и "Ловииза" (Финляндия) прошли экспертизу МАГАТЭ и зарубежных заказчиков и партнеров.

Разработаны принципы, обеспечивающие снижение влияния отказов по общей причине в проектах атомных станций повышенной безопасности.

Список использованной литературы.

1. Корякин Ю. И. Мировой энергетический конгресс - МИРЕК-14. - Атомная техника за рубежом, 1990, N 3, с. 3-9.
2. Клемин А. И. Надежность ядерных энергетических установок: Основы расчета. - М., Энергоатомиздат, 1987, с. 344.
3. Острейковский В. А. Физико-статистические модели надежности элементов ЯЭУ. - М., Энергоатомиздат, 1986, с. 200.
4. Самойлов О. Б., Усынин Г. Б., Бахметьев А. М. Безопасность ядерных энергетических установок. - М., Энергоатомиздат, 1989, с. 280.
5. Токмачев Г. В. Вероятностные анализы безопасности первого уровня АЭС с реакторами PWR. - Атомная техника за рубежом, 1988, N 12, с. 18-22.
6. Hirsch H., Einfalt T., Schumacher O., Thompson G. IAEA Safety Targets and Probabilistic Risk Assessment - State of the Art, Merits and Shortcomings of Probabilistic Risk Assessment. - Report Greenpeace International, August 1989, Hannover.
7. Барсуков А. Ф., Деревянкин А. А., Морозов В. Б., Токмачев Г. В., Швыряев Ю. В. Применение вероятностных анализов безопасности для принятия решений при проектировании атомных станций. Сборник трудов. Часть 2. - М., НТЦ БАЭ ГИАН, 1990, с. 38-47.
8. Amendola A. Common cause failures analysis in reliability and risk assessment. - In: Reliability Engineering Proceedings of Joint Research Centre ISPRA. Dordrecht, Kluwer Publisher, 1988, N 2.
9. Построение деревьев событий для внутренних исходных событий, связанных с разуплотнением первого контура с оценкой вероятности последствий. - М., ИАЭ им. И. В. Курчатова, инв. N 004/785087, 1987.
10. Оценка вероятностных показателей безопасности АС-У87 и АС-88. - М., АЭП, инв. N 11/0-89, 1988, с. 370.

11. Токмачев Г. В. Учет зависимых отказов оборудования в вероятностных анализах безопасности АЭС. -Атомная техника за рубежом, 1990, N 3, с. 10-16.
12. Reactor Risk Reference Dokument. -NRC, NUREG-1150, 1987, USA.
13. Hirschberg S., Bjore S., Jacobsson P. Retrospective quantitative analysis of common cause failures and human interactions in Swedish PSA studies. - Proc. of International Topics Meeting on Probability and Safety Assessment, Pittsburg, USA, 1988.
14. Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Phase B. Eine zusammenfassende Darstellung. GRS-72, Juni 1989, BRD.
15. Основные принципы безопасности атомных электростанций. Серия "Безопасность", N 75 INSAG-3, Вена. МАГАТЭ, 1988.
16. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88). ПНАЭ Г-1-011-89: Госатомэнергонадзор СССР, 1989, с. 63.
17. Швыряев Ю. В., Барсуков А. Ф., Деревянкин А. А., Морозов В. Б., Токмачев Г. В. Оценка вероятностей повреждения активной зоны для АЭС с ВВЭР-1000. -М., Советско-Западногерманский семинар по вопросам безопасности АЭС, октябрь 1988.
18. Швыряев Ю. В., Барсуков А. Ф., Деревянкин А. А., Морозов В. Б., Токмачев Г. В. Применение вероятностных оценок безопасности для обоснования предложений по повышению уровня безопасности АЭС с реактором В-1000. -М.: Советско-Американский семинар по вопросам безопасности АЭС, декабрь 1989.
19. Руководство по выполнению вероятностных анализов безопасности АС при проектировании. М., АЭП, инв. N 3. 210. 002-90, 1990.
20. Швыряев Ю. В., Токмачев Г. В. Оценка вероятности повреждения

активной зоны реактора В-1000 при обесточивании энергоблока. - Вашингтон, Советско-Американский семинар по вопросам безопасности АЭС, июнь 1990.

21. Комплекс программ для ПЭВМ по оценке вероятностных показателей АС. - М.: АЭП, инв. N 0-XIII.1.3/90, 1990.

22. Моделирование аварийных последовательностей для АЭС с ВВЭР-440 по Программе координированных исследований МАГАТЭ. Предварительное моделирование с определением количественных и качественных результатов по АЭС с ВВЭР-440 (проект В-213). - М.: АЭП, инв. N 3/0-90, 1990.

23. Токмачев Г. В. Параметрические модели отказов по общей причине. - В кн.: Диагностика и прогнозирование надежности элементов ядерных энергетических установок. Сборник научных трудов N 6 кафедры АСУ. - Обнинск, ОИАТЭ, 1990, с. 3-8.

24. Швыряев Ю. В., Морозов В. Б., Токмачев Г. В. Анализ зависимых отказов при проведении вероятностных анализов безопасности. - М.: Советско-Английский семинар по вероятностному анализу безопасности АЭС, апрель 1991.

25. Швыряев Ю. В., Барсуков А. Ф., Морозов В. Б., Токмачев Г. В. Внедрение методов вероятностного анализа безопасности в практику проектирования АЭС. - М.: Научно-практическая конференция ГПАН, февраль 1991.

26. Моделирование аварийных последовательностей для АЭС с ВВЭР-440 по Программе координированных исследований МАГАТЭ. Выполнение окончательного моделирования и проведение анализа чувствительности. - М.: АЭП, инв. N 13/0-91, 1991.

27. Токмачев Г. В. Проблемы сбора и обработки данных по отказам

по общим причинам. - В кн.: Диагностика и прогнозирование надежности элементов ядерных энергетических установок. Сборник научных трудов N 7 кафедры АСУ. -Обнинск, ОИАТЭ, 1991, с.4-9.

28. Руководство по выполнению вероятностных анализов безопасности АС. -М.: АЭП, 1991.

29. Анализ надежности и обоснование регламента технического обслуживания систем безопасности блоков NN 1,2 Калининской АЭС. -М.: АЭП, арх. N 3/0-89, 1988, с.107.

30. Ю. В. Швыряев, Г. В. Токмачев, В. Б. Морозов. Результаты моделирования отказов по общей причине в вероятностных анализах безопасности АС с реакторами ВВЭР. -М.: Советско-Английский семинар по вероятностному анализу безопасности АЭС, ноябрь 1991.

31. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения. - М: Ядерное общество СССР, 1991.

32. Атомная электростанция "Темелин" в ЧСФР. 1 очередь. Оценка вероятностных показателей безопасности. -М.: АЭП, 1990, с.323.

33. Вероятностный анализ запроектных аварий для Ростовской АЭС. -М.: АЭП, инв. N п/м-88, 1990, с.350.

34. Вероятностный анализ запроектных аварий для Балаковской АЭС (энергоблоки N 5,6). -М.: АЭП, инв. N п/м134, 1990, с.507.

35. Результаты расчетов частоты повреждения активной зоны АЭС "Хурагуа" при авариях "большая" и "средняя" течь. -С.-Петербург: Ло АЭП, инв. N 69713, 1991, с.254.

36. VVER-1000F report. Probability Safety Analysis (MINI-PSA). - LOAEP, report, arch. N F5-02-080, 1990.

37. An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plant (Reactor Safety Study). -NRC, WASH-1400, 1975, USA.

38. Биркхофер А. Исследования риска при эксплуатации атомных электростанций в ФРГ. - Бюллетень МАГАТЭ, 1980, книга 22, N 5/6.

39. Вероятностная оценка безопасности реакторной установки Воронежской АСТ (1 этап). - Нижний Новгород, ОКБМ, инв. N 699789619886 с.138.

40. Сравнительный вероятностный анализ проектной безопасности атомных станций с реакторами ВВЭР-1000 (проекты В-320 и В-392). - М.: ИАЭ им. И. В. Курчатова, инв. N 28.06-11/33, 1989, с. 162.

41. Вероятностный анализ безопасности уровня 0 АЭС с реакторами РБМК-1000 (вторая очередь проекта). - М.: НИКИЭТ, инв. N 1-00.05-03-01.89-2001р 330-416, 1989, с. 294.

42. Вероятностный анализ безопасности энергоблока N 1 Кольской атомной электростанции с реактором ВВЭР-440 (проект В-230). Уровень 1. - М.: НТЦ БАЭ ГПАН, исх. N 450-05/600 от 29.07.91, 1991.

43. Poucet A., Amendola A., Cacciabue P. C. CCF-RBE. Common Cause Failure Reliability Benchmark Exercise. - JRC Ispra, Final Report, EUR 11054 EN, April 1987.

44. Dependencies, Human Interactions and Uncertainties in Probabilistic Safety Assessment. - Nordic liaison committee for atomic energy, Project RAS 470, Final Report, April 1990.

45. Л. Уилвер. Риск от аварий на АЭС с легководными реакторами. - В кн. Безопасность ядерной энергетики. Под ред. Дж. Раста и Л. Уилвера. Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1980, с. 114-133.

46. Бахметьев А. М., Самойлов О. Б., Усынин Г. Б. Методы оценки и обеспечения безопасности ЯЭУ. - М.: Энергоатомиздат, 1988, с. 136.

47. Guidelines for conducting probabilistic safety assessment of nuclear power plants. - IAEA, Safety series report. Draft, 1989.

48. Frutuoso e Melo P.F., Lima J.E., Stal I.L., Fleming P.V., Oliveira L.F. Computer-aided Event Tree Analysis with Uncertainty Propagation. - In: Implication of Probabilistic Risk Assessment: Proceeding of IAEA Seminar, Blackpool, 18-22 March, 1985 - London, New York, 1987, p. p. 227-237.

49. Probabilistic Analysis of selected accident sequence of NPP with VVER-440 type reactor. Results for Accident Sequence Quantification, -Rez: Nuclear Research Institute, May 1991, CSFR.

50. Reference studies on probabilistic modelling of accident sequences (hungarian contribution). - Budapest: Institute for Electrical Power Research, May 1991, Hungary.

51. Probabilistic Analysis of Selected Accident Sequence of a NPP with VVER-440 Type Reactor. Revised Results for Accident Sequence Quantification. -Warsaw: Central Laboratory for Radiological Protection, May 1991.

52. Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies. Volume 1,2 - NRC, NUREG/CR-4780, 1988, USA.

53. Hagen E.W. Common-mode/common-cause failure: a review. - Nuclear Engineering and Design, 1980, v. 59, p. 423-431.

54. Defences against common-mode failures in redundancy systems. A guide for management, designers and operators. SRD, UK AEA, report SRD R 196, January 1981, UK.

55. Watson I.A. Analysis of dependent events and multiple unavailabilities with particular reference to common-cause failures. Nuclear Engineering and Design, 1986, v. 93, p. 227-244.

56. Schilling R., Dorre P. Consideration of common cause effects in the design of Siemens/KWU PWRs. -In.: Proceedings of the

International Topical Meeting on Probability, Reliability and Safety Assessment, PSA 89, Pittsburg, USA, 2-7 april 1989, pp.253-257.

57. Hirschberg S., Tiven L. Design-related defensive measures against dependent failures. ABB Atom's approach. - In: Proc. of Advanced Seminar on Common Cause Failures Analysis in Probabilistic Safety Assessment, JRC Ispra, Italy, November 1987.

58. Токмачев Г.В. Требования к системам аварийного электроснабжения АЭС на базе дизель-генераторов. - Энергетическое строительство, 1990, N 3, с. 67-69.

59. Ericson D.M. PRA and the common-mode problem. - Nuclear Engineering International, 1990, v. 35, N 431, p. 38-40.

60. Fleming K.N., Mosleh A., Deremer R.K. A systematic procedure for the incorporation of common cause events into risk and reliability models. - Nuclear Engineering and Design, 1986, v. 93, p. 245-273.

61. SRD dependent failures procedures guide. - SRD UK AEA, report SRD R 418, March 1987, UK.

62. Johnston B. A structured procedure for dependent failure analysis (DFA). - Reliability Engineering, 1987, v. 19, p. 125-136.

63. Hirschberg S. Treatment of common cause failures. The Nordic perspective. - In: Proc. of Advanced Seminar on Common Cause Failures Analysis in Probabilistic Safety Assessment, JRC Ispra, Italy, November 1987.

64. Hirschberg S., Pulkkinen. Common Cause Failure Data: Experience from Diesel Generator Studies. - Nuclear Safety, 1985, v. 29, N 3, p. 305-313.

65. Wright R. Some data on common cause failures in redundancy

industrial computer systems. -The Nuclear Engineer, 1986,v.26,N 3, p.72-77.

66. Paula H. A probabilistic dependent failure analysis of a d-c electric power system in a nuclear power plant. - Nuclear Safety,1988,v.29,N 2, p.196-208.

67. Apostolakis G., Moieni P. The foundation of models of dependence in probabilistic safety assessment. - Reliability Engineering, 1987,v.18, p.177-195.

68. Бахметьев А.М. Разработка метода вероятностного анализа реакторных установок и обеспечение безопасности АСТ-500. Диссертация на соискание ученой степени к.т.н. -Н.Новгород: ОКБМ, 1989.

69. Mankamo T., Pulkkinen. Dependent Failures of Diesel Generators. -Nuclear Safety,1982, v.23,N 1, p.32-40.

70. Common Cause Failure Reliability Benchmark Exercise (Phase 2). -SRD, AEA UK: report SRD R 411, March 1986, UK.

71. Parry G. Comments on modelling uncertainty in parameter estimation. - Nuclear Safety, 1986,v.27, p. 212-214.

72. Dorre P. An Event-based Multiple Malfunction Model. -Reliability Engineering, 1987, v.17,p.73-80.

73. Vaurio J. A procedure for parametric common cause failure assessment proposed for IAEA project RER/9/005. - In: Proc. of IAEA Workshop on Methodology and Data Base for VVER-PSA, REZ, June, CSFR.

74. Atwood C. The binomial failure rate common cause model. -Technometric,1986,v.28,N 2, p. 139-148.

75. Hughes R. A new approach to common cause failure. -Reliability Engineering,1987,v.17,N 3, p. 211-236.

76. Hughes R. A framework for dependent failure analysis.

-Reliability Engineering and System Safety, 1989, v.24, p. 139-149.

77. Hokstad P. A shock model for common cause failures. -Reliability Engineering and System Safety, 1988, v.23, p.127-145.

78. Абагян А. А., Михайлов В. Д., Макаровский П. Л., Загацкий Б. А., Агафонов А. В. Разработка автоматизированной системы сбора и обработки информации о надежности работы оборудования АЭС - АССОИН "Атомэнерго". - В кн. Атомные электрические станции. М.: Энергоатомиздат, 1984, с. 51-55.

79. Покутный Н. С., Вайхард А., Михайлов В. Д., Мацоун Я. Информационная система по качеству и надежности оборудования АЭС. - Атомная энергия, 1989, т. 67, вып. 5, с. 359-360.

80. Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций ПН АЭ Г-12-005-87. М.: Госпроматомнадзор СССР, 1987.

81. Учет отказов по общей причине в вероятностном анализе безопасности: Аналитический обзор. - Нижний Новгород, ОКБМ, инв. N 7447 /89 - 75 с.

82. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-88). - М.: Министерство здравоохранения СССР, Сборник правил и норм по радиационной безопасности в атомной энергетике. Том 1, 1989, с. 3-131.

83. Токмачев Г. В. Вероятностные критерии безопасности. - Новости науки и техники. Атомная энергетика, 1989, вып. 6. с. 35-42.

84. Акт расследования отказа. - Нововоронежская АЭС: N 286 от 17.07.86.

85. Разработка регламента испытаний, опробований и вывода в ремонт оборудования систем безопасности атомных станций с энергоб-

локами ВВЭР-1000 (пояснительная записка к проекту регламента). -
М.: ВНИИАЭС, инв. N ОЭ-1911/84, 1984, с. 43.

86. Акт расследования отказа. - Калининская АЭС : N 1-08/12-86
от 15.01.87.

87. Report of the President's Commission on the Accident at
Three Mile Island. Chairman J.G Kemeny -October 1979, Washington,
USA.

88. Акт расследования аварии. - Балаковская АЭС: N А-05/02-86 от
26.03.86.

89. Акт расследования отказа. - Южно-Украинская АЭС: N 203 от
06.10.85.

90. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-3/02-86
от 20.03.86.

91. Акт расследования отказа. - Запорожская АЭС: N 21 от
06.05.85.

92. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 05/02-86 от
26.03.86.

93. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-3/02-86
от 20.03.86.

94. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-26/09-86
от 14.10.86.

95. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-27/10-86
от 31.10.86.

96. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-28/10-86
от 31.10.86.

97. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-29/10-86
от 04.11.86.

98. Акт расследования отказа. - Южно-Украинская АЭС: N 39 от 14.02.85.
99. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-33/11-86 от 04.12.86.
100. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-35/12-86 от 15.12.86.
101. Акт расследования отказа. - Запорожская АЭС: N 116 от 01.12.86.
102. Акт расследования отказа. - Запорожская АЭС: N 82 от 22.04.86.
103. Акт расследования отказа. - Запорожская АЭС: N 67 от 24.01.86.
104. Акт расследования отказа. - Балаковская АЭС: N 1-34/11-86 от 5.12.86.
105. Обоснование выбора оптимального алгоритма запуска механизмов 2 группы надежности собственных нужд АЭС с реакторами ВВЭР-440 (проект В-213) от дизель-генераторов в аварийных режимах. - М.: ВНИИАЭС, инв. N ОЭ-2244/86, 1986, с. 87.
106. Комплексные испытания системы аварийного охлаждения реактора РБМК-1000 и механизмов секций надежного питания в различных режимах пуска дизель-генераторов на первом энергоблоке Чернобыльской АЭС. - М.: ВНИИАЭС, инв. N ОЭ-1231/81, 1981, с. 64.
107. Дефекты обратного клапана на АЭС "Ловииза-2" (Финляндия). - МАГАТЭ: Информационное сообщение ИСИ N 520. Исх. ВНИИАЭС N Ц31-134 от 04.10.90.
108. Акт расследования нарушения в работе АС - Запорожская АЭС: N 43АП-0-17-04-89 от 11.05.89.

109. Акт расследования нарушения в работе АС. - Балаковская АЭС: N 1БАЛ-0-13-07-87 от 29.07.87.
110. Акт расследования нарушения в работе АС. - Балаковская АЭС: N 1БАЛ-0-15-08-87 от 07.08.87.
111. Акт расследования нарушения в работе АС. - Хмельницкая АЭС: N 1ХМ-0-08-01-88 от 24.01.88.
112. Акт расследования отказа. - Ровенская АЭС: N II-19/87 от 18.05.87.
113. Акт расследования нарушения в работе АС. - Ровенская АЭС: N 3-РОВ-0-12-08-88 от 22.08.88.
114. Акт расследования нарушения в работе АС. - Балаковская АЭС: N 2БАЛ-0-10-03-88 от 22.03.88.
115. Акт расследования нарушения в работе АС. - Южно-Украинская АЭС: N 1ЮУК-0-17-12-88 от 19.12.88.
116. Акт расследования нарушения в работе АС. - Игналинская АЭС: N 2ИГН-0-04-05-89 от 14.05.89.
117. Акт расследования нарушения в работе АС. - Кольская АЭС: N 3КОЛ-0-06-02-88 от 05.03.88.
118. Акт расследования нарушения в работе АС. - Балаковская АЭС: N 1-БАЛ-АС-27.07-89 от 09.07.89.
119. Анализ эффективности систем безопасности Армянской АЭС в условиях обесточивания с учетом результатов испытаний. -М.: ВНИИАЭС, инв. N 09-1397/82, 1982, с. 83.
120. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. -Атомная энергия, 1986, т. 61, вып. 5, с. 301-320.
121. Акт обследования систем безопасности 1 блока ЮУ АЭС

12-20.10.83. Письмо ВНИИАЭС на ЮУ АЭС исх. N 540-211/3629 от 01.12.83.

122. Нарушение условий безопасной эксплуатации энергоблока N 1 Хмельницкой АЭС вследствие работы энергоблока на мощности в период 11-27.02.91 с неработоспособной системой аварийного впрыска бора высокого давления. - Информационное сообщение ВНИИАЭС N 250-Ц31/91. Исх. N Ц-31-15/2297 от 06.06.91.

123. Unscheduled shutdown of No.2 reactor at Kalinin NPP on 14-06-87 owing to incorrect positioning of the turbine control valves. - Информационное сообщение МАГАТЭ N SU-011, регистрационный N 403 IRS, 1987.

124. Акт расследования нарушения в работе АС. - Южно-Украинская АЭС: N ЗКУК-0-2-02-89 от 18.02.89.

125. Акт расследования отказа. - Запорожская АЭС: N 104 от 10.10.86.

126. Акт расследования нарушения в работе АС. - Балаковская АЭС: N ЗБАЛ-0-21-05-88 от 15.05.88.

127. Акт расследования отказа. - Калининская АЭС: N I-02/06-87 от 19.06.87.

128. Акт расследования отказа. - Запорожская АЭС: n 123 от 30.12.86.

129. Акт расследования отказа. - Калининская АЭС: N I-05/12-86 от 26.12.86.

130. Акт расследования аварии. - Ровенская АЭС: N 1183 от 16.03.83.

131. Акт расследования нарушения в работе АС. - Ровенская АЭС: N ЗРОВ-0-20-11-87 от 21.11.87.

132. Акт расследования отказа. - Нововоронежская АЭС: N 118 от 30.03.84.
133. Акт расследования отказа. - Ровенская АЭС: N II-14/87 от 21.03.87.
134. Акт расследования отказа. - Нововоронежская АЭС: N I-1/87 от 29.12.87.
135. Акт расследования отказа. - Южно-Украинская АЭС: N 74 от 10.04.87.
136. Colas A. Improving Diesel Generator Reliability at French 900 MWe and 1300 MWe PWRs. - Nuclear Engineering International, 1988, v. 33, N 426, p. 54-56.
137. Токмачев Г. В. Состояние и тенденции развития вероятностных анализов безопасности атомных станций. - М.: ВИНТИ, Новости науки и техники. Атомная энергетика, 1990, вып. 7, с. 17-23.
138. Клемин А. И., Емельянов В. С., Морозов В. Б. Расчет надежности ядерных энергетических установок. Марковская модель. - М.: Энергоиздат, 1982.
139. Клемин А. И. Надежность ядерных энергетических установок. Основы расчета. - М.: Энергоатомиздат, 1987, с. 343.
140. Анализ надежности для обоснования регламента технического обслуживания систем безопасности III-IV блоков Кольской АЭС. - М.: АЭП, инв. N O-1.125/90, 1990, с. 91.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ.

- АЗ - аварийная защита
- АП - аварийная последовательность
- АПЭН - аварийный питательный электронасос
- АрмАЭС - Армянская АЭС
- АС - атомная станция
- АСТ - атомная станция электроснабжения
- АЭС - атомная электрическая станция
- БалаАЭС - Балаковская АЭС
- БРУ-А - быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу
- БРУ-К - быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в конденсатор турбины
- ВАБ - вероятностный анализ безопасности
- ВВЭР - водо-водяной энергетический реактор
- ВД - высокое давление
- ВНИИАЭС - Всесоюзный научно-исследовательский институт по эксплуатации АЭС
- ГА - гидроаккумуляторы
- ЗАЭС - Запорожская АЭС
- ИАЭС - Игналинская АЭС
- ИСКО - Информационная система по качеству оборудования
- КалаАЭС - Калининская АЭС
- КС - конечное состояние
- КолаАЭС - Кольская АЭС
- МАГАТЭ - Международное агентство по атомной энергии
- МХО - Международное хозяйственнон объединение
- НВАЭС - Нововоронежская АЭС

НД - низкое давление

НТЦ БАЗ ГИАИ - Научно-технический центр по безопасности
атомной энергетики Госпроматомнадзора

НІ - новое поколение

ООП - отказы по общей причине

ОПБ - Общие положения обеспечения безопасности

ППР - планово-предупредительный ремонт

РАЭС - Ровенская АЭС

САОЗ - система аварийного охлаждения активной зоны

САОР - система аварийного охлаждения реактора

СПОТ - система пассивного отвода тепла

ССОИН - система сбора и обработки информации по надежности

СУЗ - система управления и защиты реактора

ЧАЭС - Чернобыльская АЭС

ЭВМ - электронно-вычислительная машина

ЮУАЭС - Южно-Украинская АЭС