

ВЕРОЯТНОСТНЫЕ АНАЛИЗЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРВОГО УРОВНЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ PWR

В настоящее время почти все страны, развивающие ядерную энергетику, выполняют вероятностные анализы безопасности (ВАБ) атомных станций [1]. В последние годы подобные работы стали более интенсивными. Первым крупным исследованием в этой области был доклад Расмуссена WASH-1400, опубликованный в 1975 г. в США. В 1979 г. аналогичная работа появилась в ФРГ. К началу 1985 г. только в США были завершены полномасштабные ВАБ для 15 АЭС с легководными ядерными реакторами и еще для 15 АЭС были получены промежуточные результаты [2]. Полномасштабные ВАБ обычно делят на анализы трех уровней. Анализы первого уровня имеют целью получение вероятности разрушения активной зоны ядерного реактора, второго — оценку выхода радионуклидов при тяжелых авариях, третьего — определение индивидуального и коллективного риска летального исхода или заболевания для населения в окрестности АЭС.

Тема настоящей работы ограничена ВАБ первого уровня, проведенными для АЭС с реакторами PWR. В этих исследованиях определяли вероятность разрушения активной зоны реактора при тяжелых авариях путем анализа комбинаций всех возможных отказов оборудования, важного для безопасности, и ошибок оперативного и технического персонала АЭС, а также оценки их последствий. Возможные внешние исходные события аварий, такие как падение самолета, воздействие ударной волны, землетрясения, наводнения и др., не учитывали.

Энергетические фирмы — владельцы АЭС уделяют главное внимание ВАБ первого уровня (далее ВАБ). Это вызвано не только тем, что результаты этих анализов дают исходную информацию для оценки выхода радионуклидов, радиоактивных выбросов, воздействия АЭС на здоровье населения и окружающую среду. Фирмами движет понимание того, что серьезное повреждение активной зоны реактора даже без значительного радиоактивного выброса в окружающую среду означает их полную экономическую катастрофу [3].

Методология ВАБ. При проведении ВАБ обычно выполняются следующие этапы [4—6]:

сбор исходной для анализа информации — схемы, характеристики оборудования, эксплуатационная документация и др.;

идентификация, классификация и количественная оценка исходных событий аварии — изменение

реактивности, потеря теплоносителя, обесточивание и другие нарушения условий теплоотвода;

построение деревьев событий — определяются функции безопасности и системы, их выполняющие, строится матрица зависимости систем;

моделирование надежности систем — построение деревьев отказов;

анализ множественных отказов, вызванных общей причиной или зависимостями между системами и оборудованием;

анализ надежности персонала АЭС;

создание базы данных по надежности;

анализ аварийных последовательностей — определение критериев успешного выполнения функций системами АЭС для каждого исходного события аварии, очередности возникновения событий, времени их наступления и длительности, теплогидравлическое моделирование аварийных процессов и получение вероятности реализации различных конечных состояний, соответствующих определенным последовательностям развития аварии;

оценка неопределенностей.

Интересны опубликованные результаты трудозатрат на ВАБ для одного энергоблока АЭС. Американские исследователи проводят такую работу силами 8—10 специалистов за 17 мес [4], а трудозатраты на ВАБ 1-го блока АЭС «Ловиса» (Финляндия) к моменту завершения примерно 50 % анализа составили 10 чел.-лет [5].

Анализ тенденций изменения методологии ВАБ [7] показывает, что специалисты в этой области в настоящее время стремятся использовать реалистичные подходы. Некоторые ультраконсервативные предположения заменены более мягкими оценками: приняты реалистичные критерии успеха (выполнения функций), основанные на теплогидравлических расчетах, например, в части охлаждения оголенных твэлов паром; улучшена взаимосвязь анализов расплавления активной зоны и разрушения защитной оболочки; улучшено моделирование восстановительных действий оператора при отказах оборудования в аварийной ситуации. Перечисленные изменения приводят к уменьшению расчетной частоты разрушения активной зоны. В то же время проводимые в последних исследованиях более детальные анализы обеспечивающих систем безопасности (электрических секций, коммутационной аппаратуры, управляющих пневмосистем, технического водоснабжения) и от-

казов по общей причине могут привести к увеличению этой частоты.

Области применения ВАБ. Этот анализ позволяет количественно оценить безопасность АЭС и сравнить ее с другими станциями и промышленными предприятиями, обеспечивает понимание поведения АЭС и взаимодействия ее систем при авариях, помогает проектировать хорошо сбалансированную станцию с точки зрения безопасности. Основные области применения исследований следующие [1, 5, 8—11]:

идентификация аварийных последовательностей, вносящих наибольший вклад в вероятность разрушения активной зоны;

определение систем и оборудования, важных для безопасности, путем рассмотрения их взаимодействия;

определение слабых звеньев в этих системах и в регламентных действиях персонала;

оптимизация стратегии проверок, технического обслуживания и ремонтов оборудования, важного для безопасности;

обоснование пределов и условий безопасной эксплуатации;

оценка целесообразности и эффективности изменений в схемах АЭС;

создание систем поддержки оператора АЭС; анализ нарушений в работе АЭС;

разработка регламентирующих требований.

Общая тенденция заключается в том, что ВАБ является не средством, позволяющим ответить на все вопросы, а скорее инструментом анализа, облегчающим принятие решения в вопросах безопасности АЭС.

Результаты ВАБ. Опыт показывает, что схемные и конструктивные особенности применяемых ядерных паропроизводящих установок и различия эксплуатационных характеристик оборудования и площадок АЭС приводят к значительному разбросу результатов. Из табл. 1 видно, что частота расплавления активной зоны на различных АЭС изменяется от 10^{-3} до 10^{-6} 1/год. Более того, как следует из работы [12], оценки вероятности разрушения активных зон реакторов серийных АЭС также могут не совпадать по ряду причин. К ним относятся различные характеристики площадок АЭС; влияние изготовителей оборудования; отличия в схемах второго контура, встречающиеся в серийных проектах; денежные затруднения фирм, участвующих в сооружении или эксплуатации АЭС; устойчивость и надежность энергосистемы; различные стандарты обеспечения качества; опыт и квалификация персонала.

Значительное влияние на результаты ВАБ оказывают и методики анализа. Улучшение понимания протекания аварий стало одной из основных причин изменения оценки частоты расплавления активных зон на АЭС «Сарри» и «Секвойя» в более поздних исследованиях [13, 14]. Несмотря на сильную зависимость оценок ВАБ от специфики

конкретных АЭС, завершённые к настоящему времени эксперименты дали некоторые результаты, применимые для других АЭС или позволяющие облегчить проведение их ВАБ.

Важным результатом являются полученные в работах [13—15] доминирующие аварийные последовательности, вносящие наибольший вклад в частоту разрушения активной зоны. В табл. 2 приведены такие последовательности для АЭС «Сарри» (трехпетлевой PWR фирмы «Вестингауз» электрической мощностью 788 МВт с сухой защитной оболочкой, находящейся под разрежением, США), АЭС «Сайзуэлл-Б» (четырёхпетлевой PWR фирмы «Вестингауз» электрической мощностью 1100 МВт с сухой защитной оболочкой, находящейся под разрежением, Великобритания) и АЭС «Секвойя» (четырёхпетлевой PWR фирмы «Вестингауз» электрической мощностью 1128 МВт с ледовым конденсатором в защитной оболочке, США). Общее число рассматриваемых аварийных последовательностей велико. Так, для АЭС «Сай-

Т а б л и ц а 1. Вероятность разрушения активной зоны ядерных реакторов PWR [1, 10, 13, 14]

АЭС	Страна	Фирма-поставщик	Электрическая мощность, МВт	Год завершения ВАБ	
«Арканзас-1»	США	«Комбасин энджиниринг»	853	1981	$5 \cdot 10^{-5}$
«Библис-Б»	ФРГ	KWU	1240	1977	$4 \cdot 10^{-5}$
«Калверт-Клиффс-1»	США	«Комбасин энджиниринг»	865	1982	$2 \cdot 10^{-3}$
«Кристал-Ривер-3»	»	«Бабкок — Уилкоккс»	821	1980	$4 \cdot 10^{-4}$
«Индиан-Пойнт-2»	»	«Вестингауз»	864	1982	$4 \cdot 10^{-4}$
«Индиан-Пойнт-3»	»	»	965	1982	$9 \cdot 10^{-5}$
«Милстоун-3»	»	»	1150	1983	$1 \cdot 10^{-4}$
«Окони-3»	»	«Бабкок-Уилкоккс»	886	1980	$8 \cdot 10^{-5}$
«Рингхалс-2»	Швеция	«Вестингауз»	800	1983	$4 \cdot 10^{-4}$
«Сибрук-1»	США	»	1148	1983	$2 \cdot 10^{-4}$
«Секвойя-1»	»	»	1148	1981	$6 \cdot 10^{-5}$
«Сайзуэлл-Б»	Великобритания	»	1100	1986	$1 \cdot 10^{-4}$
				1982	$1 \cdot 10^{-6}$
«Сарри-1»	США	»	822	1975	$6 \cdot 10^{-5}$
				1986	$2,5 \cdot 10^{-5}$
«Янки-Роув»	»	»	175	1982	$2 \cdot 10^{-5}$
«Зайон»	»	»	1040	1981	$7 \cdot 10^{-5}$

Т а б л и ц а 2. Доминирующие аварийные последовательности на АЭС

	Исходное событие аварии	Зависимые от исходного события отказы систем безопасности	Системы безопасности, отказавшие независимо	Частота расплавления активной зоны из-за этой аварийной последовательности, 1/год
«Сайзуэлл-Б»	1. Малая течь теплоносителя первого контура	Нет	Впрыск высокого давления	$9,4 \cdot 10^{-8}$
	2. Потеря внешнего электроснабжения	Нет	Аварийное электроснабжение и питательная вода	$3,7 \cdot 10^{-6}$
	3. Разрыв трубы парогенератора	Нет	Впрыск высокого давления и системы сброса давления	$1,03 \cdot 10^{-8}$
	4. Течь теплоносителя первого контура через систему отвода остаточного тепловыделения	Нет	Нет	$2,7 \cdot 10^{-8}$ (наибольший радиоактивный выброс)
«Секвойя-1»	1. Малая течь теплоносителя первого контура	Нет	Аварийное охлаждение активной зоны высокого давления в режиме рециркуляции	$2,9 \cdot 10^{-6}$
	2. Отказ по общей причине всех насосов промежуточного контура охлаждения оборудования первого контура и систем безопасности, приводящий к малой течи через уплотнение главных циркуляционных насосов первого контура	Аварийное охлаждение активной зоны высокого давления и спринклерная система	Нет	$2,7 \cdot 10^{-5}$
	3. Малая течь теплоносителя первого контура	Нет	Аварийный впрыск низкого давления	$9,7 \cdot 10^{-6}$
	4. То же	Нет	Аварийное охлаждение активной зоны низкого давления и спринклерная система	$7,7 \cdot 10^{-6}$
	5. Длительное полное обесточивание АЭС, приводящее к малой течи через уплотнения главных циркуляционных насосов первого контура из-за потери их охлаждения	Впрыск высокого давления	Нет	$2,9 \cdot 10^{-6}$
	6. Средняя течь теплоносителя первого контура	Нет	Впрыск высокого давления	$1,6 \cdot 10^{-6}$
«Сарри-1»	1. Идентично аварийной последовательности № 5 на АЭС «Секвойя-1»			$6,6 \cdot 10^{-6}$
	2. Очень малая течь теплоносителя первого контура.	Нет	Впрыск высокого давления	$2,6 \cdot 10^{-6}$
	3. Обесточивание секций надежного питания 480 В	Нет	Предохранительный клапан компенсатора давления и аварийное охлаждение активной зоны в режиме рециркуляции	$9 \cdot 10^{-7}$
	4. Длительное полное обесточивание АЭС, приводящее к истощению электрических батарей	Аварийное охлаждение активной зоны высокого давления и аварийная подача питательной воды в парогенераторы	Нет	$1,3 \cdot 10^{-6}$
	5. Полное обесточивание АЭС	Аварийное охлаждение активной зоны высокого давления	Аварийный питательный насос с турбоприводом	$1,3 \cdot 10^{-6}$
	6. Потери внешнего электроснабжения	Нет	Отказ на открытие клапанов, осуществляющих сброс пара	$1,1 \cdot 10^{-6}$
	7. Переходный процесс	Нет	Аварийная защита и аварийный ввод бора в первый контур	$1,1 \cdot 10^{-6}$
	8. Течь теплоносителя первого контура через смежные с ним системы подобно последовательности № 4 на АЭС «Сайзуэлл-Б»	Нет	Нет	$9,0 \cdot 10^{-7}$

зуэлл-Б» анализировали несколько десятков тысяч аварийных цепочек [15]. Поэтому для экономии трудозатрат анализ цепочки обычно обрывают

при достижении очень малой вероятности события. В работе [16] эта вероятность принята равной 10^{-7} 1/год.

Общий для большинства ВАБ результат — относительно высокая опасность малых течей [2]. В этом классе аварий ранее не учитывали процессы, вызванные или приводящие к течи через уплотнения главных циркуляционных насосов первого контура. Однако последние анализы, проведенные в США [13, 14], показали их большое значение для PWR.

Другая значимая по последствиям аварийная последовательность — полное обесточивание АЭС, т. е. потеря нормального и аварийного электропитания переменным током. Для АЭС «Мидленд» и «Сибрук» это наиболее опасное исходное событие аварии [2]. Проведенный для первого энергоблока АЭС «Сарри» ВАБ показал, что обесточивание вносит вклад более чем 40 % (т. е. $1,03 \cdot 10^{-5}$ 1/год) в суммарную частоту разрушения активной зоны [13]. Для АЭС «Кристал-Ривер» этот вклад составляет 29 % или $1,2 \cdot 10^{-5}$ 1/год [17]. Противоречивые результаты получены для 3-го энергоблока АЭС «Милстоун» [18]: специалисты комиссии NRC США считают, что вклад полного обесточивания в общий риск расплавления активной зоны достигает 40 %, в то время как энергетическая фирма полагает, что значение риска составляет 3,5 %. Разброс в оценке опасности полного обесточивания может объясняться применением различных моделей восстановления электропитания. Так, для АЭС «Зайон-1» риск разрушения активной зоны из-за обесточивания во время планового ремонта или перегрузки изменился с $2,3 \cdot 10^{-7}$ до $5,9 \cdot 10^{-6}$ 1/год при использовании более адекватной модели [19].

Важный вывод многочисленных исследований ВАБ заключается в том, что аварии типа «большая течь» не являются доминирующей аварийной последовательностью при анализе разрушения активной зоны. Это доказывает необходимость изменения приоритетов в исследованиях аварий, установленных на основе детерминистского подхода.

Результаты ВАБ содержат также полезную информацию об основных причинах расплавления активной зоны, т. е. об индивидуальных составляющих в аварийных последовательностях. Опыт исследований показывает важность человеческого фактора. Оценки вклада человеческих ошибок в частоту расплавления активной зоны находятся в диапазоне 10—87 % [1, 2]. Основными действиями человека, учитываемыми в анализах, являются следующие [3, 5, 20]:

ошибки во время проведения регламентных процедур проверок и технического обслуживания, вызывающие неготовность оборудования или приводящие к переходным процессам, которые могут стать исходными событиями аварий;

ошибки оператора в аварийной ситуации, приводящие к более тяжелым последствиям;

точная диагностика нарушения и принятие персоналом надлежащих корректирующих действий,

например, восстановление отказавшего во время аварии оборудования.

Установлена тенденция роста удельного веса ошибок человека с увеличением срока службы АЭС, так как исключаются многие отказы оборудования, вызванные проектными просчетами [1].

На большинстве АЭС с PWR системы безопасности (дизель-генераторы, техническое водоснабжение, электрические батареи и т. д.) имеют многоканальное исполнение. Поэтому важным фактором, влияющим на частоту расплавления активной зоны, являются отказы по общей причине параллельно установленного резервируемого оборудования, например аварийных дизель-генераторов. Из данных ВАБ также вытекает важность другого типа зависимых отказов, в результате которых обеспечивающие системы безопасности выводят из строя защитные системы. Поэтому структура и конструктивное исполнение обеспечивающих систем оказывает большое влияние на частоту разрушения активной зоны [7].

Применимость результатов ВАБ во многом зависит от степени их неопределенности. Для АЭС «Сарри-1» и «Секвойя-1» анализ неопределенности оценок параметров, проведенный методом Монте-Карло, показал [13, 14], что 90 %-ный доверительный интервал частоты расплавления активной зоны составляет $6,1 \cdot 10^{-6}$ — $6,1 \cdot 10^{-5}$ для АЭС «Сарри-1» и $8,3 \cdot 10^{-6}$ — $3,6 \cdot 10^{-4}$ для АЭС «Секвойя-1». Наибольшее влияние на значение этой частоты оказывают следующие факторы: вероятность возникновения и размеры течи теплоносителя первого контура через уплотнения главных циркуляционных насосов в случае потери охлаждения уплотнения; время восстановления напряжения на шинах переменного тока (для АЭС «Секвойя-1» также и постоянного тока); интенсивность отказов по общей причине; интенсивность отказов обратных клапанов при рассмотрении течи теплоносителя через смежные системы; работоспособность системы аварийного охлаждения активной зоны после разрушения защитной оболочки.

Составил Токмачев Г.

Список литературы

1. Niehaus F., Lederman L. — Nucl. Engng Design, 1986, v. 93, p. 349.
2. Joksimovich V. — Nucl. Safety, 1986, v. 27, N 1, p. 15.
3. Kosonen M., Himanen R., Saarenpää T. Experiences from plant specific PRA for TVO nuclear power plant. — In:

- Proc. of GKAE — KTM Seminar on Reliability Evaluation of the Safety Systems of the Nuclear Power Plants Equipped with VVER-1000 and VVER-400/500 Reactors. Helsinki, 29.9—2.10.1987.
4. **Harper F., Camp A.**— Trans. ANS, 1986, v. 53, p. 315.
 5. **Vaurio J.** Contents and status of the Loviisa 1 probabilistic safety study.— [3].
 6. **Paddleford D.** Plant analysis using fault tree/event tree approach.— In: Westinghouse Electric Corp.: A Seminar to Soviet Specialists on PSA, Pittsburgh, Feb. 1988.
 7. **Harper F., Camp A.**— Trans. ANS, 1986, v. 53, p. 324.
 8. **Polanski X., Bizzak D., Gaertner J.**— Ibid., 1987, Supplement N 1 to v. 54, p. 131.
 9. **Lee J., Chang S.**— Nucl. Technol., 1987, v. 76, N 1, p. 27.
 10. **Mankamo T.** Operational alternative in failure situation of stand-by safety systems.— [3].
 11. **Virolainen R.** The use probabilistic assessment in the licensing and regulation of nuclear power plants.— [3].
 12. **Gumley P., Imandar S.**— Nucl. Engng Intern., 1987, v. 32, N 390, p. 25.
 13. **Bertucio R., Quilici M., Young J.**— Trans. ANS, 1986, v. 53, p. 316.
 14. **Bertucio R., Leahy T., Held J.**— Ibid., p. 320.
 15. **Gittus J.**— Atom, 1987, N 372, p. 7.
 16. **Gumley P.** A probabilistic safety assessment of the Cirene plant.— In: Proc. of IAEA Workshop on Advances in Reliability Analysis and Probabilistic Safety Assessment, Seregelyes, Hungary, Sept. 1987.
 17. **Stutzke M.**— Trans. ANS, 1986, v. 53, p. 444.
 18. **Nucl. News**, 1987, v. 30, N 5, p. 27.
 19. **Chu T.-L., Yoon W., Fitzpatrick R.**— Trans. ANS, 1987, v. 55, p. 452.
 20. **Amendola A., Besi A.** Assessment of models, procedures and data for PSA.— [16].
-
- Ключевые слова
-
- АЭС, реакторы PWR, безопасность, вероятностные анализы, аварийные последовательности.
-