

СТАТЬИ

УДК 621.039.58

КВАНТИЛЬНАЯ ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Румянцев А.Н. (РНЦ «Курчатовский ин-т»)

Безопасность эксплуатации ядерных объектов имеет принципиальное значение для оценки перспектив и выбора стратегии развития ядерной энергетики [1—3]. Одной из составляющих ее обоснования является вероятностный анализ безопасности, выполнение которого требуют ОПБ-88/97 [4]. В развитие положений этого документа с марта 2003 г. введены в действие Рекомендации [5], принципиально новым положением которых является анализ неопределенностей в результатах вероятностного анализа безопасности, выявление факторов, в наибольшей степени влияющих на результаты, и оценка чувствительности результатов и выводов к факторам, вносящим неопределенность. Указанные документы регламентируют, что должно быть выполнено в обоснование безопасности АЭС, но не предписывают, как это должно или может быть выполнено, требуя лишь описания методологии анализа систем, применяемых при вероятностном анализе безопасности (или ссылки на методологию), обоснования и описания методов обработки информации, описания методов и компьютерных программ, использованных для ее статистической обработки [5].

Поскольку объекты ядерной энергетики изначально проектируются как высоконадежные системы, их характеризует малая статистика отказов и нарушений в работе, включая ошибки персонала. В отличие от авиации или ракетной техники создание полномасштабных прототипов ядерных установок для экспериментального исследования их безопасности до сих пор считается экономически неприемлемым.

Основные цели вероятностного анализа безопасности. Отсутствие полномасштабных прототипов вынуждает применять доступные методы расчетного моделирования в целях анализа и прогнозирования характеристик безопасности ядерных установок и прежде всего для выявления слабых мест в их конструкции, режимах эксплуатации и обслуживания, наличие которых может провоцировать возникновение событий, важных для безопасности. Знание слабых мест позволяет принимать меры к их своевременному устранению и, как следствие, предотвращению возникновения. Выявление слабых мест и является главной задачей вероятностного анализа. Другой задачей является прогнозирование частоты событий, важных для безопасности, с тем, чтобы она не превышала принятых нормативов, вытекающих из прошлого опыта и, по сути, определяющих страхование рисков в условиях рыночной экономики. Основной проблемой является анализ неопределенностей как исходных данных, так и используемых моделей объектов ядерной

энергетики, применяемых для прогнозирования частоты событий, важных для безопасности.

Развитие вероятностного анализа безопасности. В основе анализа лежит построение дерева отказов и событий, впервые сформулированное в виде доклада с оценками риска тяжелых аварий на АЭС США в 1975 г. [6] и затем в виде методических рекомендаций [7] вскоре после аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США). Способы решения проблем проведения такого анализа в условиях малой статистики отказов и нарушений были предложены в 1985 г. в рекомендациях Комиссии по ядерному регулированию США [8]. В их основу было положено утверждение о том, что ввиду отсутствия надежных аналитических методов анализа малой статистики и больших неопределенностей в частоте событий отказов и нарушений в работе систем АЭС единственным методом оценки неопределенностей вероятностного анализа безопасности является метод Монте-Карло [9]. С помощью этого метода был выполнен анализ пяти АЭС США [10]. С тех пор и по настоящее время эта работа может рассматриваться как практический эталон качества, глубины и достоверности вероятностного анализа безопасности. В 1989 г. был выполнен сравнительный анализ безопасности АЭС с ВВЭР-1000 [11], в котором анализ неопределенностей был проведен с использованием вновь разработанного аналитического метода энтропийных оценок доверительных интервалов итоговых логарифмических распределений, а исходные распределения полагались логарифмически нормальными для событий отказа и логарифмически равномерными для событий успеха. При проведении этого анализа доступные отечественные данные о частоте событий отказа были существенно дополнены оцененными данными МАГАТЭ [12]. Примененный в работе [11] метод в дальнейшем был развит в приближенный калиброванный аналитический метод квантильных оценок неопределенностей [13, 14], свободный от методических ошибок метода Монте-Карло. С его применением была проанализирована корректность оценок риска с учетом неопределенностей NUREG-1150 и выявлены неточности, проистекавшие из особенностей метода Монте-Карло. Некоторые из этих особенностей были впоследствии обсуждены в работе [15]. Результаты анализа оценок риска с учетом неопределенностей в NUREG-1150 и собственных погрешностей метода Монте-Карло были приведены в работе [16].

Метод квантильных оценок неопределенностей вероятностного анализа безопасности. В его основу положены результаты анализа информативности распределений случайных величин, которые образуют класс высокоэнтропийных логарифмических распределений (с энтропийным коэффициентом $K_e \geq 1,73$), включающий симметричные логарифмические распределения в области от логарифмически равномерных до логарифмически нормальных. Данные по калибровке метода относительно точных решений и решений, полученных с применением метода Монте-Карло и явным учетом его методических погрешностей, приведены в работах [13, 14]. Эти данные показывают, что для результирующих распределений, порождаемых любой комбинацией случайных величин x с высокоэнтропийными распределениями логарифма $y = \ln(x)$ во всем важном диапазоне от почти точных до «скудных» знаний, ожидаемые относительные погрешности метода квантильных оценок составляют $\pm 2,5\%$ для среднеквадратического отклонения $\sigma[\ln(x)]$ и $\pm 8\%$ для медианы распределения X_m , значений 5%- и 95%-ного квантилей. В выбранном диапазоне от почти точных до скудных знаний отношение ширины

90%-ного доверительного интервала к медиане распределения может изменяться в пределах нескольких порядков (от 10^{-4} до 10^4).

Очевидно, что в силу своей природы в отличие от метода Монте-Карло рассматриваемый метод не привносит ошибок в определение математического ожидания. При этом его применение требует в 10^4 — 10^5 раз меньших затрат вычислительных ресурсов, что позволяет эффективно выявлять слабые места в моделируемом объекте ядерной энергетики. Предельным для него распределением является логарифмически нормальное распределение, которое может быть аппроксимировано нормальным лишь при условии, что относительная дисперсия распределения намного меньше единицы, т.е. $\sigma[\ln(x)] \approx \sigma(x)/X_0 \ll 1$, где $\sigma(x)$ — среднеквадратичная ошибка x ; X_0 — математическое ожидание x .

Целью настоящей статьи является демонстрация возможностей метода квантильных оценок для исчисления неопределенностей в вероятностном анализе безопасности с использованием в качестве примеров некоторых результатов, опубликованных в NUREG-1150 и полученных с применением метода Монте-Карло. Тем самым делается попытка дать ответ на вопрос, как следует выполнять анализ неопределенностей, требуемый нормативными документами [4, 5], и как следует сравнивать риск различных объектов ядерной энергетики.

С учетом того, что метод Монте-Карло привносит наименьшие ошибки в определение медиан, немного большие — математических ожиданий и наибольшие — 5%- и 95%-ных квантилей [13, 14], приведенные в NUREG-1150 данные были использованы для расчета дисперсий итоговых распределений и вычисления уточненных значений 5%- и 95%-ных квантилей методом квантильных оценок при сохранении значений медиан и математических ожиданий распределений.

Возможности сравнения безопасности АЭС по значениям 95%-ных квантилей. Выводы о безопасности АЭС, содержащиеся в NUREG-1150, базировались на использовании как математического ожидания, так и медиан, а также 5%- и 95%-ных квантилей итоговых распределений. Вопрос о выборе некоего интегрального параметра для сравнения безопасности различных АЭС в NUREG-1150 ответа не имеет. Однако в качестве единого способа сравнения безопасности разных АЭС и эффективности мероприятий по их совершенствованию может быть использован один параметр — значение 95%-ного квантиля. Оно является наиболее информативным для сравнительной оценки безопасности, так как однозначно и с контролируемой погрешностью определяется как функция медианы, математического ожидания и дисперсии, т.е. как функция нулевого, первого и второго моментов для класса распределений. Известная погрешность аппроксимации, вызываемая различием функциональных зависимостей между значениями математического ожидания, медианы, квантилей и дисперсии для логарифмических распределений, устраняется применением сформулированных предельных теорем [13, 14], из которых следует, что асимптотическим распределением композиции распределений, принадлежащих классу логарифмических высокоэнтропийных распределений случайных величин, является логарифмически нормальное. При использовании 95%-ного квантиля доля событий, имеющих вероятность выше значения этого квантиля вплоть до единицы, одинакова для различных распределений такого класса и составляет 5% полного числа событий, важных для безопасности.

В табл. 1 приведена относительная безопасность разных АЭС в сравнении с АЭС «Зион» (США), рассчитанная через отношения значений медиан P_m , матема-

тических ожиданий P_0 и 95%-ных квантилей P_{95} по данным NUREG-1150 и вновь определенным 95%-ным квантилям [15]. Относительная безопасность определена как отношение соответствующей величины для АЭС «Зион» к аналогичной величине для сравниваемой АЭС. Отношение показывает, во сколько раз частота возможного повреждения активной зоны АЭС ниже частоты такого же события на АЭС «Зион» при инициировании только внутренними событиями.

Т а б л и ц а 1. Относительная безопасность АЭС США в сравнении с АЭС «Зион» по событию повреждения активной зоны от всех внутренних событий через отношения медиан (P_m), математических ожиданий (P_0) и 95%-ных квантилей (P_{95})

АЭС	По данным NUREG-1150						Метод квантильных оценок	
	P_m	P_0	P_{95}	Отношение			P_{95}	Отношение P_{95} «Зион» к P_{95} АЭС
				P_m	P_0	P_{95}		
«Зион»	$2,4 \cdot 10^{-4}$	$3,4 \cdot 10^{-4}$	$8,4 \cdot 10^{-4}$	1	1	1	$9,3 \cdot 10^{-4}$	1
«Секвойя»	$3,7 \cdot 10^{-5}$	$5,7 \cdot 10^{-5}$	$1,8 \cdot 10^{-4}$	6,5	6,4	4,7	$1,7 \cdot 10^{-4}$	5,5
«Сарри»	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$4,0 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	10	8,5	6,5	$1,3 \cdot 10^{-4}$	7,2
«Пич-Боттом»	$1,9 \cdot 10^{-6}$	$4,5 \cdot 10^{-6}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$	126	75	65	$1,7 \cdot 10^{-5}$	55
«Гранд-Галф»	$1,2 \cdot 10^{-6}$	$4,0 \cdot 10^{-6}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$	200	85	70	$1,7 \cdot 10^{-5}$	55

Из анализа табл. 1 следует, что оценка сравнительной безопасности по отношению значений 95%-ных квантилей является наиболее информативной. С учетом указанной погрешности метода квантильных оценок в определении параметров итоговых распределений следует отметить, что для АЭС «Секвойя» и «Сарри» 95%-ные квантили, полученные методом Монте-Карло, занижают оценку безопасности, для АЭС «Пич-Боттом» и «Гранд-Галф» — завышают. В частности, как следует из результатов расчетов методом квантильных оценок, относительная безопасность двух последних АЭС одинакова. Однако результаты, полученные методом Монте-Карло, утверждают, что безопасность второй выше. Хотя различие оценок невелико, качественный вывод относительно большей эффективности мероприятий по повышению ее безопасности, который основан на результатах, полученных методом Монте-Карло, является, очевидно, неверным. Обе АЭС по событию повреждения активной зоны одинаково безопасны.

Значимость квантильных оценок сравнительной безопасности АЭС может быть дополнительно иллюстрирована сравнением параметров распределений для события повреждения активной зоны по всем причинам — вследствие внутренних и внешних (землетрясения) событий, пожаров. Данные, приведенные в NUREG-1150, позволили выполнить такие оценки только для двух АЭС — «Сарри» и «Пич-Боттом». Параметры распределений для события повреждения активной зоны от внутренних событий в виде 5%- и 95%-ных квантилей P_{05} , P_{95} определены методом квантильных оценок.

Анализ табл. 2 показывает, что для обеих АЭС событием, определяющим частоту повреждения активной зоны, является землетрясение. Вклад этого события в

общую частоту событий повреждения активной зоны составляет 70—76%, вклад в дисперсию 98—99%. Из сравнения данных следует, что безопасность АЭС «Пич-Боттом» немного выше, чем АЭС «Сарри», по отношению математических ожиданий P_0 в 1,7 раза, медиан P_m в 4 раза, значений 95%-ных квантилей P_{95} — в 1,8 раза. В то же время без учета землетрясений и пожаров, только на основе анализа частоты повреждения активной зоны от внутренних событий можно было бы сделать вывод о том, что безопасность АЭС «Пич-Боттом» существенно выше безопасности АЭС «Сарри» по отношению математических ожиданий в 8,9 раза, медиан — в 11,2 раза, 95%-ных квантилей — в 7,6 раза, т.е. почти в 10 раз.

Т а б л и ц а 2. Характеристики распределений событий повреждения активных зон АЭС «Сарри» и «Пич-Боттом» по всем причинам (внутренние события, землетрясения и пожары)

События	Параметры распределения				Вклад, %*	
	P_{95}	P_0	P_m	P_{05}	P_{0i}/P_0	V_i/V
АЭС «Сарри»						
Внутренние	$9,2 \cdot 10^{-5}$	$4,0 \cdot 10^{-5}$	$2,7 \cdot 10^{-5}$	$5,7 \cdot 10^{-6}$	23,4	1,7
Землетрясения	$5,4 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$	$4,2 \cdot 10^{-7}$	70,1	98,2
Пожары	$2,8 \cdot 10^{-5}$	$1,1 \cdot 10^{-5}$	$8,3 \cdot 10^{-6}$	$2,5 \cdot 10^{-6}$	6,5	0,1
Все события	$6,1 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-4}$	$4,9 \cdot 10^{-5}$	$4,0 \cdot 10^{-6}$	100	100
АЭС «Пич-Боттом»						
Внутренние	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$4,5 \cdot 10^{-6}$	$2,4 \cdot 10^{-6}$	$3,1 \cdot 10^{-7}$	4,5	0,1
Землетрясения	$3,3 \cdot 10^{-4}$	$7,7 \cdot 10^{-5}$	$4,4 \cdot 10^{-6}$	$5,9 \cdot 10^{-8}$	76,2	98,9
Пожары	$6,3 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$2,3 \cdot 10^{-6}$	19,3	1,0
Все события	$3,3 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$4,5 \cdot 10^{-7}$	100	100

* P_{0i}/P_0 — доля событий от общего числа; V — полная дисперсия распределения; V_i — дисперсия события i ; V_i/V — доля дисперсии события i в общей дисперсии распределения.

Данные табл. 2 подтверждают вывод авторов NUREG-1150 о том, что сравнивать безопасность разных АЭС можно лишь по результатам анализа всех событий, важных для безопасности, как внутренних, так и внешних. Рекомендации [5] относятся только к внутренним инициирующим событиям. Очевидна необходимость создания рекомендаций с учетом и внешних, и взаимосвязанных внешних и внутренних событий.

Доминирующий вклад землетрясений в частоту событий повреждения активной зоны означает существование предела разумным усовершенствованиям проектной безопасности АЭС, который предопределен возможностями прогнозирования таких неопределенных событий, как катастрофические землетрясения или цунами. Последние создают непреодолимый барьер на пути к абсолютной безопасности АЭС и накладывают принципиальные ограничения на выбор площадок (стационарных или плавучих) для размещения АЭС.

Квантильная оценка остаточного риска. При определении вероятностных характеристик в частоте событий, важных для безопасности (повреждение активной зоны, выброс радионуклидов за пределы защитных сооружений, дополнительная смертность), величина, обратная 95%-ному квантилю P_{95} , характеризует дли-

тельность интервала времени T_s , начиная с текущего момента, на протяжении которого произойдет 5% общего числа возможных событий, важных для безопасности: $T_s = 1/P_{95}$ (лет). Повышение безопасности означает увеличение этого интервала времени, определяемого методом квантильных оценок с ожидаемой погрешностью $\pm 8\%$ и предельной погрешностью не более $\pm 15\%$. Такой подход, основанный на введении интервала времени, на котором произойдет 5% событий, важных для безопасности, может рассматриваться как детерминистический к интерпретации вероятностных характеристик безопасности. Величину T_s можно условно назвать периодом безопасной эксплуатации.

Возможность явного сравнения длительности интервалов времени, на которых произойдет одинаковое для различных АЭС число событий, важных для безопасности, позволяет сравнивать безопасность АЭС с учетом фактического времени их работы. С учетом последствий событием, наиболее важным для безопасности, является самое первое событие повреждения активной зоны. Если такое событие еще не произошло, возникает вопрос о том, как сравнивать безопасность различных АЭС, имеющих на момент сравнения разные сроки эксплуатации. Этот вопрос имеет особое значение при снятии с эксплуатации устаревших АЭС, не выработавших полностью свой проектный ресурс, но не отвечающих современным требованиям безопасности. Если проектный ресурс АЭС равен T_p годам, фактическая длительность эксплуатации T_0 , период безопасной эксплуатации T_s , обратный 95%-ному квантилю, $T_s = 1/P_{95}$, то отношение вида $S = (T_s - T_0)/(T_p - T_0)$ можно назвать коэффициентом безопасности, который изменяется в пределах от $S = T_s/T_p$ для вновь построенных АЭС до бесконечности при $T_p = T_0$ для АЭС, выработавших проектный ресурс и снятых с эксплуатации.

Результаты расчетов коэффициентов безопасности АЭС по данным, опубликованным в NUREG-1150, приведены в работе [16] и иллюстрированы табл. 3, 4. В табл. 3 приведены коэффициенты безопасности АЭС относительно повреждения активной зоны только от внутренних событий и в предположении, что проектный ресурс T_p составляет 25 и 40 лет. Там же приведены отношения 95%-ных квантилей P_z/P_x , показывающие, во сколько раз частота возможного повреждения активной зоны выбранной АЭС меньше частоты такого же события на АЭС «Зион», выбранной в качестве эталона для сравнения. Кроме того, приведены коэффициенты безопасности S и отношение коэффициента безопасности S_x сравниваемых АЭС к коэффициенту безопасности S_z для АЭС «Зион» (в виде S_x/S_z) при различной длительности проектного ресурса.

Из данных табл. 3 видно, что учет времени фактической работы АЭС в сравнении с ее проектным ресурсом изменяет представления о безопасности АЭС. Учет времени фактической работы АЭС с одинаковым уровнем безопасности в отношении события повреждения активной зоны — АЭС «Пич-Боттом» и «Гранд-Галф» показывает, что ожидаемая безопасность АЭС в течение остаточного ресурса различается при 25-летнем ресурсе более чем в 2 раза, при 40-летнем — почти в 1,5 раза.

Таблица 3. Коэффициент безопасности АЭС относительно повреждения активной зоны от внутренних событий при разных проектных ресурсах (на конец 1990 г.)

АЭС	P_{95}	P_z/P_x	Начало работы, год	T_0 , лет	T_s , лет	$T_p = 25$ лет		$T_p = 40$ лет	
						S	S_x/S_z	S	S_x/S_z
«Зион»	$9,3 \cdot 10^{-4}$	1	1973	17	1075	132	1	46	1
«Секвойя»	$1,7 \cdot 10^{-4}$	5,5	1981	9	5882	367	2,8	189	4,1
«Сарри»	$1,3 \cdot 10^{-4}$	7,2	1972	18	7692	1096	8,3	348	7,6
«Пич-Боттом»	$1,7 \cdot 10^{-5}$	55	1974	16	58 823	6534	50	2450	53
«Гранд-Галф»	$1,7 \cdot 10^{-5}$	55	1985	5	58 823	2941	22	1681	37

Т а б л и ц а 4. Коэффициент безопасности АЭС относительно событий ранней смертности населения от повреждения активной зоны вследствие внутренних событий при разном проектном ресурсе (на конец 1990 г.)

АЭС	P_{95}	P_z/P_x	Начало работы, год	T_0 , лет	T_s , лет	$T_p = 25$ лет		$T_p = 40$ лет	
						S	S_x/S_z	S	S_x/S_z
«Зион»	$1,1 \cdot 10^{-4}$	1	1973	17	$9,1 \cdot 10^3$	$1,1 \cdot 10^3$	1	395	1
«Секвойя»	$1,1 \cdot 10^{-4}$	1	1981	9	$9,1 \cdot 10^3$	$0,6 \cdot 10^3$	0,5	293	0,7
«Сарри»	$8,3 \cdot 10^{-6}$	13	1972	18	$1,2 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^4$	15	5455	14
«Пич-Боттом»	$1,1 \cdot 10^{-7}$	1000	1974	16	$9,1 \cdot 10^6$	$1,0 \cdot 10^6$	910	379 000	960
«Гранд-Галф»	$3,5 \cdot 10^{-8}$	3143	1985	5	$2,9 \cdot 10^7$	$1,5 \cdot 10^6$	1363	828 000	2096

В целях сравнения некоторых итоговых выводов об относительной безопасности АЭС в табл. 4 приведены результаты расчета коэффициентов безопасности АЭС относительно событий ранней смертности населения при повреждениях активной зоны только от внутренних событий при тех же предположениях относительно проектного ресурса T_p (25 и 40 лет). Приведены отношения 95%-ных квантилей P_z/P_x , показывающие, во сколько раз частота возможных событий ранней смертности от повреждения активной зоны выбранной АЭС меньше частоты таких же событий для АЭС «Зион», выбранной в качестве эталона для сравнения. Кроме того, приведены отношения коэффициентов безопасности разных АЭС по отношению к АЭС «Зион» при разной длительности проектного ресурса в виде отношения S_x/S_z .

Как следует из табл. 4, безопасность более «старой» АЭС «Зион» в отношении событий ранней смертности населения выше, чем более «молодой» АЭС «Секвойя», почти в 2 раза при 25- и в 1,5 раза при 40-летнем проектном ресурсе. Следует отметить, что сравнительная оценка безопасности этих двух АЭС только по событиям повреждения активной зоны дала обратный результат: по событиям повреждения активной зоны безопасность АЭС «Секвойя» оценивалась в 2,8 и 4,1 раза выше соответственно (см. табл. 3). Отсюда можно сделать парадоксальный вывод о том, что продолжение эксплуатации «старой» АЭС «Зион», обладающей большей частотой возможного повреждения активной зоны, создает меньшую опасность для населения, чем эксплуатация относительно более «молодой» АЭС «Секвойя» с меньшей частотой повреждения активной зоны.

Аналогичный парадоксальный результат получен и в отношении сравнения безопасности по событиям повреждения активной зоны двух других АЭС: «Пич-

Боттом» могла бы быть признана более безопасной — почти в 2,5 раза при 25- и в 1,5 раза при 40-летнем проектном ресурсе по сравнению с АЭС «Гранд-Галф» (см. табл. 3). Однако по событиям ранней смертности населения АЭС «Гранд-Галф» является более безопасной: примерно в 1,5 и 2 раза соответственно (см. табл. 4).

Данные, приведенные в табл. 3, 4, свидетельствуют о том, что результаты сравнения безопасности АЭС зависят от того, что рассматривается в качестве цели исследования. Если такой целью является определение риска гибели для населения, то сравнение АЭС можно вести лишь по параметрам событий ранней смертности. Сравнение АЭС по другим параметрам при этом становится бессодержательным. Если целью исследования является определение, например, финансового риска повреждения активной зоны для определения страховых ставок, то сравнение целесообразно вести по параметрам событий повреждения активной зоны. Однако во всех случаях необходимо учитывать остаточный ресурс АЭС, поскольку его игнорирование может привести к действительно парадоксальным результатам на практике, например, в отношении решений о судьбе старых АЭС. Следствием является необходимость проведения вероятностного анализа безопасности каждой АЭС на периодической основе в целях своевременного учета возможных изменений в конструкции АЭС, ее эксплуатации, остаточного ресурса оборудования, реального уровня подготовки персонала и внешних условий, например, надежности внешних энергосистем. Видимо, наиболее практичным способом проведения анализа безопасности каждой действующей АЭС является применение на них вероятностных систем оперативной поддержки персонала (мониторов риска).

Вероятностные системы оперативной поддержки персонала АЭС. Оперативный анализ возможности редких событий, требуемый в экспертных системах поддержки принятия решений, в частности, в широко применяемых системах поддержки персонала ядерных установок (см., например, [17]), исключает возможность применения метода Монте-Карло для таких систем.

Отечественный прототип такой системы с применением метода квантильных оценок и тогда доступных ПЭВМ был создан еще в 1990 г. [18]. Назначением прототипа являлось проведение быстрого, почти в реальном времени вероятностного анализа безопасности с оценкой изменений риска тяжелой аварии и его 90%-ного доверительного интервала при выполнении оператором АЭС действий, связанных с управлением технологическими системами, проведением регламентных и ремонтных работ, диагностикой отказа оборудования и имитацией возможных ошибок в действиях персонала.

На основе этих идей был создан принципиально новый по функциональным возможностям программно-технологический комплекс «Вероятностная экспертно-советующая система» [19, 20], осуществляющий анализ неопределенностей с применением метода квантильных оценок. Однако принципиальным отличием реализованной модели дерева отказов и событий от всех до сего времени известных и реализованных в мониторах риска является введение понятия нестационарного риска, т.е. риска в функции времени протекания процесса. Каждое исходное и промежуточное событие отказа и успеха может быть описано в терминах ожидаемой длительности с указанием ее диапазона неопределенности. Метод интервальной оценки событий во времени определен следующими положениями:

события, рассматриваемые в цепочках событий, являются несовместными;
для каждого события определяется временной интервал, на котором событие может произойти;

временной компонент рассматривается логарифмически равномерно распределенным на интервале времени от $T_{\min}$ до $T_{\max}$;

дисперсия частоты события постоянна во времени;

реализация последующего события возможна только после реализации предыдущего;

о времени реализации предыдущего события можно только сказать, что оно лежит на интервале от $T_{\min}$ до $T_{\max}$.

Вероятность события в зависимости от времени t ($t \geq T_0$) определяется по соотношению

$$P = P_0 \exp[-(t - T_0)/T_0],$$

где P_0 — математическое ожидание для рассматриваемого события; T_0 — среднее время (математическое ожидание) с момента инициирования события до его завершения. Вероятность цепочки событий в зависимости от времени вычисляется по формуле

$$P(t) = \prod_{i=1}^N \int_{T_{i-1}}^{T_i} P_{i0} \exp[-(t - T_{i-1} - T_{i0})/T_{i0}] dt \approx \prod_{i=1}^N \sum_{j=0}^{n-1} P_{i0} \exp[-(t_i - T_{i-1} - T_{i0})/T_{i0}] \Delta t_j,$$

где $i = 1, 2, \dots, N$ — номер события в цепочке событий; P_{i0} — математическое ожидание для i -го события; T_{i0} — среднее время (математическое ожидание) с момента инициирования i -го события до его завершения; T_{i-1} — среднее время реализации предыдущего события; Δt_j — временной шаг. Вычисление вероятности в каждый момент времени сопровождается исчислением ее дисперсии в функции времени.

Тем самым в методологию вероятностного анализа безопасности привнесен принципиально новый элемент, позволяющий на качественно новом уровне моделировать аварийные последовательности, для которых важен интервал времени с момента возникновения исходного события и оценка интервала времени, остающегося для корректирующих действий. Исследования эффективности комплекса «Вероятностная экспертно-советующая система» при моделировании характеристик некоторых действующих ядерных объектов показали, что он является программно-технологическим продуктом коллективного пользования, пригодным как для проведения вероятностного анализа безопасности сложных систем, так и для развертывания любых по назначению систем поддержки принятия решений в почти реальном времени, в том числе в качестве систем поддержки принятия решений персоналом АЭС и других сложных систем. Практическое применение созданных систем оперативной поддержки персонала может рассматриваться мерой достигнутого уровня культуры безопасности в ядерной энергетике.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пономарев-Степной Н.Н., Кузнецов В.В., Гагаринский А.Ю. и др. Будущее ядерной энергетики: энергия, экология, безопасность. — Атомная энергия, 2002, т. 93, вып. 4, с. 327—342.
2. Солонин М.И. Состояние и перспективы развития ядерной энергетики России. — Там же, 2003, т. 94, вып. 1, с. 31—36.

3. **Асмолов В.Г., Сидоренко В.А.** Безопасность ядерной энергетики: настоящее и гарантии на будущее. — Там же, 2004, т. 96, вып. 1, с. 3—29.
4. **Общие** положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97. НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). — Атомная энергия, 1997, т. 83, вып. 6, с. 469—497.
5. **Рекомендации** по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций уровня 1 для внутренних иницирующих событий (при работе блока в режиме выработки электроэнергии во внешнюю сеть). РБ-024-02. Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности. М., 2002.
6. **Reactor Safety Study** — an Assessment of Accident Risk in US Commercial Nuclear Power Plants. US Nuclear Regulatory Commission WASH-1400 (NUREG-75/014), 1975.
7. **Roberts N., Vesely W., Haasl D. e.a.** Fault Tree Handbook. US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0492, 1981.
8. **Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide.** US Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-2815, BNL-NUREG-51599, 1985, v. 1, Rev. 1.
9. **Iman R., Helton J.** A Comparison of Uncertainty and Sensitivity Analysis Techniques for Computer Models. NUREG/CR-3904, SAND84-1461, May 1985.
10. **Severe Accident Risks: an Assessment for Five US Nuclear Power Plants.** US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1150, 1991, v. 1—3.
11. **Румянцев А.Н., Карпов В.В., Михайлюк Д.Н. и др.** Сравнительный анализ проектной безопасности атомных станций с реакторами ВВЭР-1000 (проекты В320 и В392). Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 28.06-11/39, 1989.
12. **Survey of Ranges of Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment.** Vienna: IAEA-TECDOC-508, 1989.
13. **Румянцев А.Н., Остроумов Ю.А.** Метод квантильных оценок неопределенностей в анализе частот, процессов развития и последствий редких и маловероятных событий аварий. Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 210.06-04/01, 1993.
14. **Румянцев А.Н., Остроумов Ю.А.** Метод квантильных оценок неопределенностей в анализе частот, процессов развития и последствий редких и маловероятных событий аварий: Препринт ИАЭ-6295/15, 2003. 64 с.
15. **Майоров Л.В.** Оценка смещения результатов при расчете реакторов и хранилищ ядерного топлива методом Монте-Карло. — Атомная энергия, 2004, т. 97, вып. 4, с. 243—256.
16. **Румянцев А.Н., Остроумов Ю.А.** Сравнение эффективности метода квантильных оценок и метода Монте-Карло в вероятностном анализе безопасности АЭС США по данным NUREG-1150. Отчет РНЦ «Курчатовский институт» № 28.06-09/1, 1992.
17. **The Potential of Knowledge Based Systems in Nuclear Installations.** Reports of a Specialists Meeting/Workshop held in Enlangen, Germany, 21—25 September 1992. Vienna: IAEA-TECDOC-700, April 1993.
18. **Roumiantsev A.N., Karpov V.V., Mikhailuk D.N. e.a.** Features of Method and Program Product used for Probabilistic Safety Analysis of Nuclear Power Plants. Vienna: IAEA-TECDOC-599, 1991, p. 181—186.
19. **Королев А.В., Румянцев А.Н.** Программный продукт ВЭСС для вероятностного анализа сложных человеко-машинных систем: Препринт ИАЭ-6192/16, 2000. 12 с.
20. **Королев А.В., Румянцев А.Н.** Вероятностный анализ эффективности и надежности функционирования сложных технических систем. — Атомная энергия, 2001, т. 90, вып. 2, с. 21—26.

Поступила в Редакцию 23.03.06

УДК 621.039.58

ПОНЯТИЕ РИСКА И ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЕ В ИССЛЕДОВАНИЯХ БЕЗОПАСНОСТИ

Бахметьев А.М. (ОКБМ им. И.И. Африкантова)