

К вопросу определения интегральной частоты повреждения активной зоны

Рассматривается вопрос сравнения результатов вероятностного анализа безопасности (ВАБ) энергоблоков атомных электростанций Украины с вероятностными критериями безопасности. Показано, что вероятностные критерии предназначены для сравнения с полномасштабными оценками риска от эксплуатации энергоблока АЭС в течение календарного года. Предложены подходы к количественной оценке интегральной частоты повреждения активной зоны как меры риска при эксплуатации энергоблока.

Г. В. Громов, О. Е. Севбо

До питання визначення інтегральної частоти пошкодження активної зони

Розглядається питання порівняння результатів імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків атомних електростанцій України з імовірнісними критеріями безпеки. Показано, що імовірнісні критерії призначено для порівняння з повномасштабними оцінками ризику від експлуатації енергоблока протягом календарного року. Запропоновано підходи з кількісної оцінки інтегральної частоти пошкодження активної зони як міри ризику при експлуатації енергоблока.

Общие положения обеспечения безопасности [1] устанавливают, что базовой целью безопасности атомных электростанций является защита персонала, населения и окружающей среды от недопустимого радиационного воздействия при введении в эксплуатацию, эксплуатации и снятии с эксплуатации АЭС. Необходимо стремиться к тому, чтобы вероятность тяжелых аварий была наименьшей и соответствовала критериям [1], а именно «непревышению оценочного значения частоты тяжелого повреждения активной зоны, равной 10^{-4} на реактор в год. Нужно стремиться к тому, чтобы оценочное значение частоты такого повреждения не превышало 10^{-5} на реактор в год; непревышение значения частоты предельного аварийного выброса радиоактивных веществ в окружающую природную среду для действующих АЭС устанавливается на уровне не более чем 10^{-5} на реактор в год. Необходимо стремиться к тому, чтобы значение такого показателя не превышало 10^{-6} на реактор в год». Приведенные выше критерии соответствуют INSAG-12 [2].

В большинстве стран цели безопасности начали определять в 1980-х годах. В тот период вероятностные анализы безопасности (ВАБ) были весьма ограничены по объему, в основном охватывая эксплуатационные события (переходные процессы и течи 1-го контура) при работе на мощности. По разным причинам, включая ограничения в объеме анализа и проблемы с возможностями компьютерных кодов, используемых для анализа, уровень детализации моделей также был ограничен. Кроме того, делался акцент на ВАБ 1-го уровня, т. е. на расчеты только частоты повреждения активной зоны (ЧПАЗ); области реального использования моделей ВАБ были довольно ограниченными.

В 1990-х модели ВАБ значительно расширились как по эксплуатационным состояниям (снижение/подъем мощности, состояния останова), так и по исходным событиям (включая внутренние и внешние экстремальные воздействия). Уровень детализации анализов (анализ функциональных зависимостей, моделирование обеспечивающих систем, анализы надежности персонала, оборудования и др.) также существенно возрос. ВАБ расширились до уровня 2, который позволяет рассчитывать частоту выбросов радиоактивных веществ.

Объем, уровень детализации и методы анализа риска эволюционируют. Но цели безопасности не изменяются, и критерии должны оставаться постоянными. Поэтому для устранения неоднозначных трактовок необходимо четко определить объем вероятностных анализов, необходимый для сравнения с критериями и целями безопасности. Отметим, что определения целей и критериев безопасности в [1] не содержат четкого и однозначного положения по объему анализа риска.

Целью статьи является рассмотрение таких вопросов, как определение термина «частота повреждения активной зоны» (определение термина отсутствует в [1]); объем анализа ВАБ, требуемого для сравнения ЧПАЗ с критериями безопасности; объект анализа ВАБ 1-го уровня, требуемого для сравнения ЧПАЗ с критериями безопасности.

Количественная оценка и точность определения интегральной ЧПАЗ

В общем случае под ЧПАЗ понимается выражение правдоподобия того, что для рассматриваемого проекта и эксплуатации реактора исходное событие аварии приведет к повреждению топлива в реакторе [3]. В стандартах по ВАБ ([5], [6]) и в [4] определение ЧПАЗ конкретизируется:

ЧПАЗ — расчетное (или ожидаемое) количество случаев повреждений активной зоны реактора на единицу времени.

В зависимости от целей применения ВАБ, различают среднегодовую ЧПАЗ, 1/год, и мгновенную (или время-зависимую) ЧПАЗ, 1/ч (см. [7]). Так как для оценки общего уровня безопасности энергоблока используется среднегодовая ЧПАЗ, соответственно для этих целей предлагается использовать следующее определение: ЧПАЗ — расчетное (или ожидаемое) количество случаев повреждений активной зоны реактора на календарный год эксплуатации энергоблока.

В международной практике критерии безопасности обычно формулируются в общем виде, без уточнения, какие именно исходные события и режимы эксплуатации должны быть рассмотрены (например, в [2, п. 27], аналогично в [1]). Документ более низкого уровня — стандарт МАГАТЭ по ВАБ 1-го уровня [8] — конкретизирует, что для сравнения с установленными критериями безопасности должен использоваться полномасштабный ВАБ, т. е. учет полного спектра исходных событий аварий (ИСА) для всех эксплуатационных состояний энергоблока. Аналогичные требования установлены регулирующими органами других стран (например, [9], [10], [11] и [12]).

Изначально вероятностный критерий по частоте повреждения активной зоны, равный 10^{-4} 1/год, был предложен регулирующим органом США [13] в качестве суррогатной консервативной [15] меры для следующей цели безопасности: риск смерти человека в результате аварий на реакторе не должен превышать 0,1 % суммы рисков смерти вследствие других инцидентов [14], [15].

В отрасли (и у ряда зарубежных экспертов) формируется позиция, что некорректно объединять ЧПАЗ для номинальной мощности и останова, т. е. критерии [1] необходимо сравнивать с ЧПАЗ, рассчитанной по всем ИСА отдельно для номинальной мощности и для других эксплуатационных состояний. Основным аргументом в пользу такого мнения служит то, что энергоблок не может одновременно находиться в этих различных эксплуатационных состояниях.

С философской точки зрения, критерии сформулированы с учетом среднегодовых данных по фатальным случаям и, соответственно, значение ЧПАЗ (предназначенное для сравнения с критериями), должно учитывать весь календарный год эксплуатации энергоблока для всего спектра исходных событий аварий. В этой связи актуальным становится вопрос обеспечения корректного расчета интегральной ЧПАЗ для всех эксплуатационных состояний.

С математической точки зрения, некорректно сравнивать ЧПАЗ для разных уровней мощности только в том случае, если рассчитаны время-зависимые ЧПАЗ для разных периодов. Если же рассчитана усредненная за год ЧПАЗ, то суммирование ЧПАЗ для разных мощностей будет математически корректным.

Таким образом, интегральная ЧПАЗ должна быть получена на основании следующей формулы:

$$\text{ЧПАЗ} = \sum_{j=1}^J \sum_{k=1}^{K_j} \text{ЧПАЗ}_{i,k},$$

где j — исходное событие аварии; k — эксплуатационное состояние энергоблока.

При этом необходимо обеспечить соблюдение следующего условия: ЧПАЗ должны быть нормированы на календарный год [5] и учитывать длительность нахождения энергоблока в соответствующем эксплуатационном состоянии. Вопросу аддитивности ЧПАЗ для различных эксплуатационных состояний уделено внимание в [8] и [16].

Количественные расчеты могут выполняться либо на интегральной вероятностной модели, либо оценкой ЧПАЗ для различных ИСА на отдельных вероятностных моделях с последующим их сложением. В принципе неважно, каким методом оценена интегральная ЧПАЗ, если при ее оценке:

значения ЧПАЗ для разных ИСА и состояний реакторной установки нормированы на календарный год, обеспечивая тем самым свойство аддитивности;

обеспечено избежание двойного учета вкладчиков в ЧПАЗ (преимущественно ИСА и состояния реакторной установки).

Однако разработка интегральной модели предпочтительнее с точки зрения последующего использования оценок риска в риск-информированном принятии решений по безопасности АЭС. В ряде стран уже выполняются расчеты интегральной (или комбинированной) ЧПАЗ для существующих и проектируемых реакторов AP1000, EU-APWR [17], [18], [19].

Отметим, что на оценки ЧПАЗ, среди прочих факторов, связанных с моделированием, большое влияние оказывает расчетный алгоритм вероятностных кодов.

При выполнении ВАБ АЭС Украины в вероятностных расчетных кодах (REVEAL [20]; IRRAS; SAPHIRE [21]) для оценки ЧПАЗ применяют такие расчетные методы, как метод аппроксимации редких событий и метод расчета верхних границ минимальных сечений.

В упрощенном виде, в терминах расчетных кодов, *аппроксимация редких событий* может быть определена следующим образом:

$$P = \sum_{i=1}^n C_i,$$

где C_i — вероятность i -го минимального сечения; n — количество минимальных сечений в дереве отказов; P — вероятность набора минимальных сечений для дерева отказов.

Такое приближение применимо при малых значениях вероятностей минимальных сечений. Очевидно, что при сравнительно больших значениях вероятностей отказа метод «аппроксимация редких событий» может дать в результате величину больше 1,0. Такие примеры (с условной вероятностью реализации аварийной последовательностей больше 1) наблюдались в ВАБ для останова АЭС Украины. Одной из характерных особенностей таких ВАБ являются сравнительно большие величины отказов оборудования или систем (например, неготовности оборудования вследствие технических обслуживаний и ремонтов или вероятности ошибок персонала вследствие недостаточной сигнализации). Поэтому метод аппроксимации редких событий может быть неприменим. Необходимо использовать метод расчета верхних границ минимальных сечений (min cut upper bound). В терминах расчетных кодов уравнение для *верхней границы минимальных сечений* выглядит так:

$$P = 1 - \prod_{i=1}^n (1 - C_i).$$

Получаемые таким методом результаты всегда меньше единицы, однако:

метод хорошо работает с деревьями отказов, содержащими только операторы «and» и «or», без дополнительных событий или операторов типа «not-». С некогерентными деревьями отказов, т. е. моделями, содержащими операторы «not-» и/или дополнительные базовые события, метод приводит к избыточной консервативности результатов. Величина переоценки зависит от структуры дерева отказов;

если большинство вероятностей (или все вероятности) минимальных сечений очень малы, то произведение в уравнении будет слишком большим, а следовательно, граничное значение P — слишком малым. Хотя величина P теоретически является верхней границей, на практике она не может быть достаточно точно рассчитана при очень малых значениях C_i . В таких случаях лучше применять метод аппроксимации редких событий.

Поэтому для выбора корректного метода расчета рекомендуется выполнить варианты расчетов и оценить влияние расчетного алгоритма на количественные результаты ВАБ.

Аварийные последовательности (АП) представляют собой комбинацию успешных и неуспешных действий систем, оборудования и персонала, приводящую к определенным последствиям. По умолчанию, вероятностные расчетные коды REVEAL, SAPHIRE (а также RISKSPECTRUM) при расчете аварийных последовательностей не учитывают вероятность успешных действий систем, оборудования и персонала, оценивая только вероятности отказов. Тем самым завышаются оценки условных вероятностей реализации АП и переоценивается ЧПАЗ. При малых вероятностях отказов систем ($1E-03$ и менее) переоценка может составлять доли 1 % и ею можно пренебречь. Если вероятности отказов превышают $1E-01$, то завышение ЧПАЗ может достигать существенных значений. В зависимости от сложности вероятностных моделей, переоценки могут достигать от 3 до 10 % [22].

Количественные оценки так называемой истинной ЧПАЗ (true CDF) могут быть выполнены с использованием существующих расчетных кодов. Все применяемые в Украине вероятностные коды имеют такие встроенные возможности, но алгоритмы очень сложны и требуют исключительно большого расчетного времени на современных компьютерах, особенно если вероятностная модель имеет сложную структуру и содержит элементы с вероятностью около единицы.

В процессе выполнения ВАБ неизбежно происходит упрощение и идеализация сложных процессов и явлений. Такие упрощения служат причиной неопределенностей результатов. Выделяют два класса источников неопределенностей [8], [25]: случайные события или явления (aleatory uncertainty); недостаточный уровень знаний (о физических процессах, моделировании и т. д. — epistemic uncertainty).

В ВАБ количественно оценивается только неопределенность ЧПАЗ, связанная со статистической вариантностью параметра. В результате рассчитываются точечная оценка ЧПАЗ, значимое (математическое ожидание) ЧПАЗ и квантили распределения ЧПАЗ. Однако неопределенность, связанную с уровнем знаний, в количественном отношении в настоящий момент оценить невозможно. Именно поэтому в США и других странах критерий по ЧПАЗ используется в качестве ориентира (10^{-4}), а не в виде жесткого параметра, но для практических целей такое значение не всегда удобно. Для сравнения риска с вероятностными критериями [1] предлагается такая формулировка: риск удовлетворяет критерию, если в результате округления точечная оценка интегральной ЧПАЗ не превышает $1E-04$ 1/год (т. е. все значения от $1.000E-04$ до $1.500E-04$ включительно).

Объект анализа ВАБ 1-го уровня

Критерии [13] разрабатывались без учета количества энергоблоков на площадке АЭС и в настоящее время используются по отношению к единичному энергоблоку. С точки зрения целей безопасности чем больше энергоблоков на

площадке, тем большим может быть риск радиационного воздействия на население вблизи АЭС [23]. Поэтому в США разработан проект ревизии свода федеральных правил 10 CFR50, в котором для новых реакторов, в дополнение к оценке риска от единичного энергоблока, требуется оценка интегрального риска от площадки АЭС. В Японии такие правила уже действуют [24].

При оценке риска от площадки рассматриваются положительные и отрицательные аспекты. Отрицательные связаны с одновременным воздействием ИСА на несколько энергоблоков (землетрясения, затопления, пожары и пр.), т. е. одно ИСА может вести к повреждению активных зон нескольких реакторов и выбросу большего количества радиоактивных веществ. Положительное влияние могут оказывать межблочные взаимосвязи (системы электроснабжения, техводоснабжения и др.), способствуя преодолению аварии на аварийном энергоблоке. Таким образом,

$$\sum_1^{\text{реактор}} \text{ЧПАЗ}_{\text{реактор}} \neq \text{ЧПАЗ}_{\text{площадка}}$$

Данное утверждение подкреплено результатами исследований [26], в котором ЧПАЗ для площадки из пяти энергоблоков только в три раза превышает ЧПАЗ для одного энергоблока.

Учитывая, что на площадках АЭС Украины расположено от двух до шести действующих энергоблоков, а особенно на фоне национальных планов по строительству новых энергоблоков, вопрос установления критериев безопасности для площадки требует серьезного изучения и проработки.

Выводы

Для сравнения с вероятностными критериями безопасности требуется оценка интегральной ЧПАЗ, т. е. учет полного спектра ИСА для всех эксплуатационных состояний энергоблока в течение календарного года. Для оценки интегральной ЧПАЗ необходимо обеспечение свойства аддитивности составляющих ЧПАЗ и избежание двойного учета вкладчиков в риск. Там, где возможно, рекомендуется предпринимать действия, направленные на расчет истинной ЧПАЗ, т. е. количественно учитывать успешные действия систем и оперативного персонала энергоблока АЭС.

Представляют интерес исследования по обоснованию точного значения вероятностного критерия безопасности как для единичного энергоблока, так и для площадки АЭС (в качестве дополнительной меры оценки приемлемости риска). Для единичного энергоблока предварительно предлагается следующая трактовка [1, п. 4.1.1]: риск удовлетворяет критерию, если в результате округления значение точечной оценки ЧПАЗ не превышает $1E-04$ 1/год.

Список литературы

1. НП 306.2.141-2008. Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій.
2. International Atomic Energy Agency, International Nuclear Safety Advisory Group, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna, 1999.
3. United States Nuclear Regulatory Commission. US NRC Glossary // <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary.html>.
4. Програма впровадження ризик-орієнтованих підходів в регулюючій діяльності та експлуатації АЕС України / НАЕК «Енергоатом», Госатомрегулювання України. — Ред. 2. — 2007.

5. American Society of Mechanical Engineers. Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME RA-S-2002, April 5, 2002, and Addenda to ASME RA-S-2002, ASME RA-Sa-2003, December 5, 2003.
6. American Nuclear Society. American National Standard External-Events PRA Methodology, ANSI/ANS-58.21-2003, December 2003.
7. International Atomic Energy Agency. Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1511, Vienna, 2006.
8. International Atomic Energy Agency. Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, Draft Safety Guide DS394, Vienna, 2009.
9. United States Nuclear Regulatory Commission. An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis, USNRC Regulatory Guide 1.174, Washington, DC, 1998.
10. United States Nuclear Regulatory Commission. An Approach For Determining The Technical Adequacy Of Probabilistic Risk Assessment Results For Risk-Informed Activities, USNRC Regulatory Guide 1.1200, Washington, DC, 2004.
11. Schmocker, et al. Introduction of an Integrated Regulatory Safety Oversight in Switzerland. Proceedings of International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM7 – ESREL 04, Berlin, Germany, 2004.
12. EUR, Volume 2: Generic Requirements, Chapter 1: Safety Requirements (Parts 1 and 2).
13. United States Nuclear Regulatory Commission. SECY-89-102. Implementation of the Safety Goal. June 15, 1990.
14. Commission’s Safety Goal Policy Statement, issued in 1986.
15. United States Nuclear Regulatory Commission. SECY-97-208. Elevation Of The Core Damage Frequency Objective To Fundamental Commission Safety Goal.
16. International Atomic Energy Agency. “Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants for Low Power and Shutdown Modes”, IAEA-TECDOC-1144 Vienna, 2000.
17. UK-EPR. Fundamental Safety Overview, Volume 2: Design and Safety, Chapter R: Probabilistic Safety Assessment.
18. Khericha S., Mitman J. Development of Standardized Probabilistic Risk Assessment Models for Shutdown Operations Integrated in SPAR Level 1 Model. Proceedings of PSAM 9, 2008.
19. Payne A. C., Brown T. D., Miller L. A. Integrated Level III risk assessment for the LaSalle Unit 2 Nuclear Power Plant. Conference: Nuclear Regulatory Commission (NRC) water reactor safety information meeting, Bethesda, USA, 1991.
20. REVEAL_W 2.0. Complete risk and reliability analysis software package. User’s Manual. SCIETECH, INC. 1997.
21. United States Nuclear Regulatory Commission. Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE). NUREG/CR-6116.
22. Electrical Power Research Institute. An Assessment of Direct Probability Calculation Quantification Method: Comparison with Other Quantification Methods. EPRI, Palo Alto, CA. December 2006.
23. Гордон Б. Г. Идеология безопасности. — М.: НТИЦ ЯРБ, 2006.
24. NSC Performance Goal, 2006.
25. Reliability Engineering and System Safety. Special issue on Treatment of Aleatory and Epistemic Uncertainty, Vol. 54, November/December 1996.
26. Tadakuni Hakata. Seismic PSA Method for Multi-Unit Site CORAL-reef. UK magazine of Reliability Engineering & System Safety, Vol.92, No.7, July 2007.

Надійшла до редакції 14.09.2009.