

решение — рециклическое сжигание всех или почти всех актиноидов в ядерных реакторах и надежное захоронение долгоживущих радиоактивных продуктов деления. Именно такая схема использования природного урана имела в виду в начале развития ядерной энергетики, когда было предложено обеспечить расширенное воспроизводство ядерного топлива в быстрых реакторах. И именно она начала развиваться в 1960-х гг. в ФЭИ под руководством А.И. Лейпунского и во Франции. Во Франции развитие быстрых реакторов было приостановлено на некоторое время, однако сейчас известны намерения к возобновлению программы быстрых реакторов. Технологии переработки отработавшего топлива там были освоены, и в PWR стало использоваться смешанное уран-плутониевое оксидное топливо. В нашей стране попытки организовать переработку и повторное использование отработавшего топлива в 1990-х гг. были прерваны. Таким образом, технология избавления от радиоактивных отходов ядерной энергетики так и осталась неразработанной — эта задача передается грядущим поколениям. Чтобы эти грядущие поколения смогли с нею справиться, необходимо, в частности, передать им

тот ядерно-энергетический фундамент, без которого эти технологии не построишь.

Поскольку сопровождение ядерно-энергетического фундамента в нашей стране не организовано, необходимо зафиксировать современное его состояние: обновить и пополнить РОСФОНД и придать ему статус отраслевого стандарта, зафиксировать в официальных документах методики подготовки оцененных данных к расчетам, обоснования этих методик и методик верификации расчетных результатов. Было бы полезно при выработке этих документов создать на их основе учебные пособия, с помощью которых накопленный за три четверти века опыт практических работ в области ядерной физики мог бы быть передан студентам 2020—2030-х гг. Этот опыт им понадобится при реализации любых сценариев развития, которые связаны с замыканием ядерного топливного цикла в двухкомпонентной ядерной энергетике, состоящей из тепловых и быстрых реакторов, при разработке технологий сжигания актиноидов, анализе проектных и запроектных аварий.

Поступила в Редакцию 20.04.17

УДК 621.039.58

РИСКИНФОРМИРОВАННЫЙ МЕТОД АНАЛИЗА АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ВВЭР

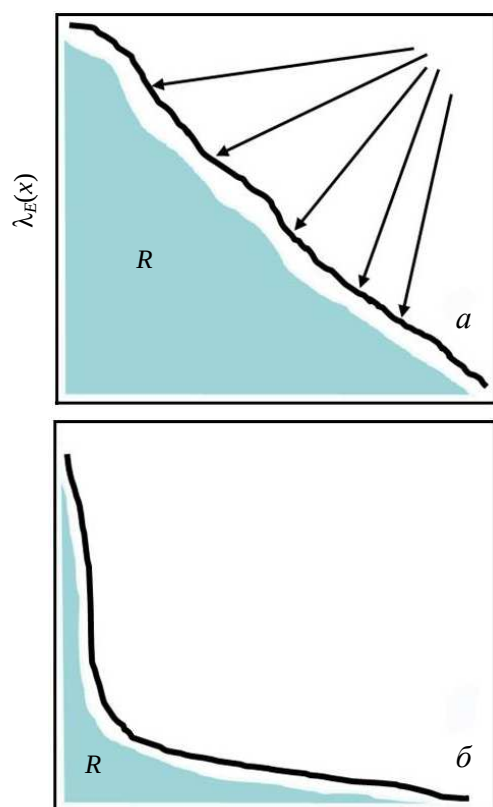
*Козлачков А.Н., Сирияпин В.Н., Сирияпин Н.В., Трибелев А.А., Шеин В.П.
(АО ОКБ «Гидропресс», г. Подольск, Московская обл.)*

Применительно к техническим системам под риском подразумевается сочетание вероятности события и его последствий [1, 2]. Это может быть представлено в виде кривой риска на рис. 1, где $\lambda_E(x)$ — частота событий, 1/год, с последствием x . Риск равен площади под кривой и соответствует среднему размеру последствия x за год. Для уменьшения риска необходимо ограничивать последствия событий с высокой частотой и частоту событий с опасными последствиями. Так кривая риска на рис. 1, *а* приобретает форму рис. 1, *б*.

Области на кривой риска можно условно разделить на две части: вероятные события с ограниченными последствиями и маловероят-

ные события с опасными последствиями. Из разделения областей следуют два аспекта обоснования безопасности проекта реакторной установки. Одним из них является размер допустимых последствий для вероятных событий, другим — допустимая частота для событий с опасными последствиями. Для обоснования последствий используется детерминистический, для оценки частоты превышения опасных последствий — вероятностный анализ безопасности.

Использование рисксформированных методов для проектного и эксплуатационного обоснования реакторных установок рассмотрено в документе МАГАТЭ [3]. Одно из применений



Р и с. 1. Кривая риска

такого метода при обосновании безопасности — разделение всех исходных событий на разные категории в зависимости от частоты возникновения [4]. Исходя из распределения риска, в современных проектах при обосновании безопасности учитывается как частота возникновения исходных событий, так и допустимые последствия, ограниченные критериями безопасности. При этом, например, последствия исходных событий, относящихся к категории нарушения нормальных условий эксплуатации, должны быть наименее опасными, для запроектных аварий с низкой частотой возникновения допускаются более серьезные последствия.

Эволюция подходов расчетного обоснования безопасности. В руководстве МАГАТЭ

[5] приведено деление подходов обоснования реакторных установок на основании расчетных кодов, начальных и граничных условий, работоспособности систем (см. таблицу).

В настоящее время наиболее широко используются расчетные анализы, соответствующие опции 2. Эта опция предполагает использование реалистичного расчетного кода. При задании исходных данных выбираются такие входные параметры и условия работы реакторной установки, которые заведомо приводят к наихудшим последствиям. Часто под термином «консервативный расчет» подразумевают именно опцию 2 на основании консервативных начальных и граничных условий.

Кроме того, применяются следующие принципы учета работоспособности систем:

наихудший единичный отказ систем безопасности и учет вывода системы в ремонт;

отказ наиболее эффективного органа регулирования системы управления и защиты при срабатывании аварийной защиты реактора;

системы, не являющиеся системами безопасности, не работают, если их работа могла бы улучшить ситуацию, или проектно работают, если их работа ухудшает ситуацию;

учет потери внешнего электроснабжения, если это ухудшает ситуацию;

никаких действий оператора ранее 30 мин с начала события;

все зависимые от исходного события отказы являются атрибутом исходного события.

Иногда в поддержку таких расчетов применяют опцию 3. Она основана на применении реалистичных кодов и реалистичных исходных данных с анализом неопределенностей. Однако с точки зрения работоспособности систем и сценария развития аварии здесь применимы те же подходы, что и в опции 2.

Опция 4 представляет собой логичное развитие подходов в обосновании безопасности [6].

Опции сочетания кодов и исходных данных

Опция	Компьютерный код	Работоспособность систем	Начальные и граничные условия
1. Консервативная	Консервативный	Консервативные допущения	Консервативные исходные данные
2. Комбинированная	Реалистичный	»	»
3. Реалистичная + анализ неопределенностей	»	»	Реалистичные исходные данные + неопределенности
4. Рискинформированная	»	Определена из вероятностных анализов безопасности	»

Работоспособность систем принимается как неопределенный параметр с известной вероятностью отказа. При этом учитывается, что возникновение исходного события также имеет свою вероятность.

В опции 4, которая в документе [5] называется рискинформированной, рассматриваются возможные аварийные последовательности протекания аварии с единичными отказами. Кроме того, в анализ могут войти сценарии с множественными отказами, если их условная вероятность при возникновении исходного события не является слишком маленькой. Для определения вероятностей в опции 4 используется вероятностный анализ безопасности.

Постановка задачи. При расчетном моделировании переходных процессов для обоснования безопасности возникает вопрос о том, какой из единичных отказов систем безопасности является наихудшим. Случается так, что с точки зрения разных критериев безопасности наиболее консервативными оказываются разные отказы. Часто выбор единичного отказа основывается на экспертных суждениях. Иногда для сокращения числа расчетных вариантов учитываются несколько отказов.

В настоящее время предъявляются повышенные требования к безопасности реакторных установок. Часто требуется анализировать последствия аварий с наложением дополнительных отказов (более одного). Учет таких отказов может перевести данную аварию в другую категорию. Например, авария, относящаяся к категории проектных, при учете дополнительных отказов расценивается как запроектная. При этом следует учитывать вероятность возникновения как самого исходного события, так и дополнительных отказов, что оценивается при вероятностном анализе безопасности. Не исключена такая возможность, что вероятность двух-трех отказов может оказаться выше, чем одного, но последствия хуже.

В настоящей работе исследовалась авария с исходным событием «разрыв паропровода» для реакторной установки с ВВЭР-1000. Выполнен расчетный анализ разных сценариев ее протекания. Учитываются сценарии как с единичными, так и с множественными отказами систем безопасности. Для каждого из них рассматривалась вероятность возникновения и последствия.

Рассматриваемый в настоящей работе метод предполагает комплексное исследование протекания аварии, основанное на множественных вычислениях и оценке риска, а не на экспертных суждениях. Используется комбинированное сочетание вероятностных и детерминистических подходов в обосновании безопасности. Таким образом, использованы некоторые подходы, которые свойственны опции 4 [5]. Однако с точки зрения начальных и граничных условий применялись традиционные подходы, а именно использовались консервативные данные, что не характерно для этой опции, предполагающей реалистичные исходные данные с анализом неопределенностей.

Следует отметить, что низкая вероятность некоторых аварийных последовательностей позволяет расценивать их как запроектную аварию. При расчетном моделировании таких аварий в анализах безопасности используют реалистичные начальные и граничные условия. Однако для комплексного рассмотрения всех аварийных последовательностей и возможности их сравнения использован единый подход.

Исследуемая авария характерна опасностью возникновения повторной критичности. Это связано с вводом положительной реактивности в результате действия отрицательных обратных связей при увеличении теплоотвода от первого контура. Такая опасность возникает спустя некоторое время после срабатывания аварийной защиты реактора.

Аварию условно можно разделить на три этапа:

значительное захлаживание теплоносителя приводит к росту мощности и срабатыванию аварийной защиты, которая переводит реакторную установку в подкритическое состояние;

дальнейшее захлаживание теплоносителя, следовательно, ввод значительной положительной реактивности может привести к повторной критичности. Возможен локальный рост мощности в части активной зоны, прилегающей к аварийной петле. Как следствие возникает опасность нарушения критериев безопасности;

опустошение аварийного парогенератора и осушение трубного пучка приводят к снижению интенсивности теплообмена и прекращению дальнейшего захлаживания теплоносителя. При учете отказа на закрытие задвижек на линии основной и аварийной питательной воды

течь из аварийного парогенератора частично компенсируется.

Анализировалась возможность достижения повторной критичности, так как учет разных комбинаций отказов значительным образом влияет на этот показатель. Было оценено, какие аварийные последовательности могут к этому привести, какова вероятность таких сценариев, а также насколько опасны результаты. Следует отметить, что достижение повторной критичности не означает нарушение критериев безопасности, характеризующих целостность физических барьеров.

Расчетный анализ аварии. В ходе протекания аварии предполагается срабатывание следующих систем и блокировок:

срабатывание аварийной защиты останавливает реакцию деления в активной зоне реактора и переводит ее в подкритическое состояние;

закрытие быстродействующего запорно-отсечного клапана изолирует аварийный парогенератор по пару;

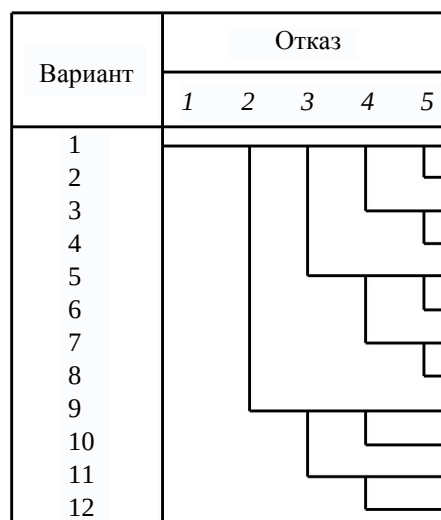
закрытие задвижек на линии основной и аварийной питательной воды изолирует аварийный парогенератор по питательной воде;

отключение главного циркуляционного насоса на аварийной петле снижает расход теплоносителя первого контура через аварийный парогенератор.

В расчете был принят разрыв на паропроводе парогенератора № 2, поэтому для удобства восприятия информации аварийный парогенератор и соответственно аварийная петля обозначаются номером 2.

При анализе аварии был определен ряд аварийных последовательностей с разными комбинациями отказов, которые традиционно учитываются в анализе безопасности. К таким отказам можно отнести обесточивание, отказ на закрытие быстродействующего запорно-отсечного клапана паропровода парогенератора № 2, отказ на отключение подачи питательной воды от аварийного питательного насоса в парогенератор № 2, отказ на отключение главного циркуляционного насоса петли № 2.

Вероятность отказов оценена при выполнении вероятностного анализа безопасности для реакторных установок с ВВЭР-1000. Разные аварийные последовательности показаны в виде дерева событий на рис. 2. Для каждой аварийной последовательности был проведен расчет-



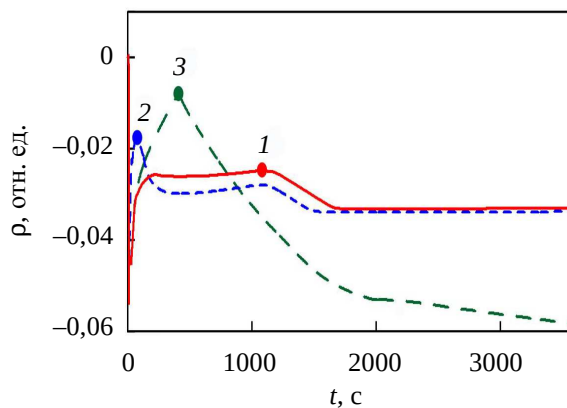
Р и с. 2. Дерево событий для режима «разрыв паропровода»: 1 — разрыв паропровода; 2 — наличие электроснабжения (обесточивания); 3 — закрытие быстрозапорного отсечного клапана на паропроводе парогенератора 2; 4 — отключение питательной воды в парогенераторе 2; 5 — отключение главного циркуляционного насоса на петле 2

ный анализ с помощью программного комплекса ТРАП-КС, который учитывает пространственные эффекты в активной зоне [7]. Таким образом, были оценены как вероятности возникновения разных сценариев развития аварии, так и их последствия.

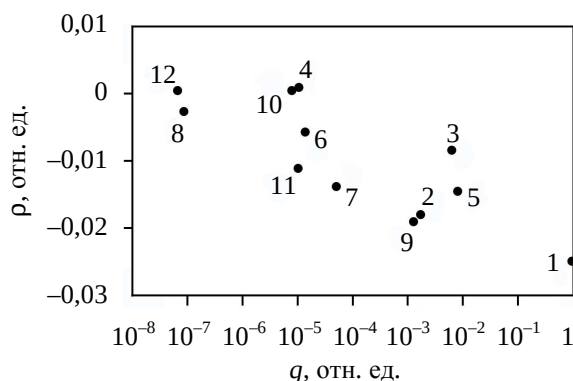
Анализ аварийных последовательностей.

В качестве последствий рассматривалась максимальная реактивность после срабатывания аварийной защиты реактора, как это показано на рис. 3 для вариантов 1, 2 и 3. Реактивность характеризует запас до возникновения повторной критичности в ходе аварии.

Таким образом, были найдены последствия и условная вероятность ее возникновения. На рис. 4 данная информация представлена в коор-



Р и с. 3. Изменение реактивности: 1—3 — последствия для варианта № 1, 2, 3 соответственно



Р и с. 4. Условная вероятность возникновения разных сценариев аварии и их последствия

динахах — условная вероятность возникновения q , логарифмическая шкала — последствия, максимальная реактивность после срабатывания аварийной защиты p .

При анализе можно сделать следующие выводы:

достижение повторной критичности возможно в вариантах № 4, 10 и 12. Порядок условной вероятности этих аварийных последовательностей составляет 10^{-5} и ниже;

во всех вариантах выполняются критерии безопасности, характеризующие целостность физических барьеров. Для аварий с увеличением теплоотвода от первого контура наиболее показательным является выполнение критерия по максимальной температуре топлива.

Можно выделить три условные области с разными уровнями риска. Это показывает качественное ранжирование сценариев. На основании ранжирования вариантов с точки зрения риска:

№ 1 — проектная работа всех систем и блокировок, высокая условная вероятность 0,98;

№ 3, 5 — наиболее значимые последствия среди вариантов с условной вероятностью 10^{-2} — 10^{-3} ;

№ 4, 10 — достижение повторной критичности среди вариантов с условной вероятностью 10^{-5} .

Заключение. В расчетном анализе аварии с исходным событием «разрыв паропровода» определено множество аварийных последовательностей с разной комбинацией наиболее значимых отказов систем и блокировок. При этом анализировались аварийные последовательности как с одним отказом, так и с множественны-

ми. При реализации рисксформированного метода для каждого сценария аварии оценивались вероятность ее реализации и последствия. Исследуемая авария характерна существенным захлаживанием теплоносителя первого контура и, как следствие, вводом положительной реактивности. В качестве последствий оценивалась опасность возникновения повторной критичности, так как различные комбинации отказов наиболее существенным образом влияют на этот показатель. Рассмотренные аварийные последовательности ранжированы, выявлены наиболее показательные комбинации отказов систем и блокировок с точки зрения риска. Представленный рисксформированный метод основан на многовариантных вычислениях и комбинированном сочетании вероятностных и детерминистических подходов обоснования безопасности.

Полученные данные актуальны для анализа надежности аварийной защиты реактора, так как при отказе разного числа органов регулирования системы управления и защиты возрастает опасность как повторной критичности, так и нарушения критериев безопасности, характеризующих целостность физических барьеров.

Применение рисксформированных методов позволяет системно оценить безопасность реакторной установки и предложить технические меры для улучшения проекта.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Менеджмент** риска. Термины и определения. ГОСТ Р 51897—2011. М.: Стандартинформ, 2012.
2. **Управление** надежностью. Анализ риска технологических систем. ГОСТ Р 51901—2002. М.: Госстандарт России, 2002.
3. **A Framework** for an Integrated Risk Informed Decision Making Process. INSAG-25. Vienna: IAEA, 2011.
4. **Accident** Analysis for Nuclear Power Plants. Saf. Rep. Ser. 23. Vienna: IAEA, 2002.
5. **Deterministic** Safety Analysis for Nuclear Power Plants. Spec. Saf. Guide SSG-2. Vienna: IAEA, 2009.
6. **Dusic M., Dutton M., Glaeser H. e.a.** Combining insights from probabilistic and deterministic safety analyses in option 4 from the IAEA specific safety guide SSG-2. — Nucl. Technol., 2014, v. 188, № 1, p. 63—77.
7. **Быков М.А., Зайцев С.И., Беляев Ю.В. и др.** Совершенствование программно-расчетного комплекса ТРАП-97. Учет пространственных эффектов в реакторе. — Теплоэнергетика, 2006, № 1, с. 48—52.

Поступила в Редакцию 6.09.16