

## Проблемы риск-ориентированных подходов для использования в атомной энергетике

**Ю.А. Комаров**, заведующий сектором, канд. техн. наук

Институт проблем безопасности атомных электростанций Национальной академии наук Украины

e-mail: odessakomarov@mail.ru

### Ключевые слова:

риск,  
безопасность,  
эффективность,  
атомные электрические станции,  
вероятность,  
ремонт,  
надежность,  
эксплуатация,  
оборудование,  
метод.

*Представлен анализ риск-ориентированных подходов (РОП) применительно к атомной энергетике. Показаны ограничения вероятностного анализа безопасности (ВАБ) как основного инструмента РОП. Проанализированы проблемы ВАБ – неопределенность статистических данных о надежности оборудования и неопределенность моделирования аварий с помощью термодинамических кодов. Даны рекомендации по учету указанных неопределенностей. Представлены пути дальнейшего развития РОП и результаты применения для обоснования и реализации ряда мероприятий по повышению безопасности и эффективности эксплуатации атомных электрических станций. Освещены результаты применения РОП для таких мероприятий, как перевод оборудования на ремонт по техническому состоянию, сокращение объема испытаний гермооболочки, оценка достоверности системы измерений, оценка целесообразности проведения модернизации некоторых систем.*

### 1. Введение

Можно считать, что впервые термин *риск-ориентированный подход* РОП (Risk-Informed Approach) в отношении объектов атомной энергетике был закреплен в 1999 г. в так называемой «белой книге» [1], выпущенной Комиссией ядерного регулирования (NRC) США. При этом указывается, что РОП представляет собой подход к принятию решения, основанный исключительно на численных результатах оценок риска. Под оценкой риска NRC понимает системный подход для ответа на три вопроса, сформулированные относительно специфической системы: «Что плохого может случиться?», «Какова вероятность этого?», «Какими будут последствия?» — и получение ответа с учетом чувствительности, значимости и неопределенности. Различного рода оценки риска (и само понятие риска как некоей численной характеристики) обусловлены, с одной стороны, развитием численных методов оценки надежности, а, с другой — желанием оценить потери в результате эксплуатации (а значит, и возможных отказов) объектов.

Классическая зависимость для оценки риска объекта [2]:

$$R = \sum_i P_i Q_i, \quad (1)$$

где  $P_i$  — вероятность возникновения  $i$ -й аварии (отказа, повреждения и т.п.);  $Q_i$  — последствия, возникающие в результате  $i$ -й аварии (отказа, повреждения и т.п.).

Как видно в (1),  $P_i$  — это безразмерная величина, которая оценивается при определенных условиях (например, вероятность повреждения активной зоны для одного энергоблока АЭС и интервала один год). Последствия  $Q_i$  — обычно некая размерная величина, выраженная в денежных единицах (убыток от аварии, отказа), количестве пострадавших от аварии (погибших, заболевших) либо в уровнях активности радиоактивных материалов, вышедших в окружающую среду в результате аварии (отказа, повреждения). Таким образом, риск  $R$  является размерной величиной, размерность которой определяется размерностью последствий  $Q$ .

Серьезным толчком к активному применению оценок риска от эксплуатации АЭС послужила организованная NRC работа профессора Расмуссена [3]. В ней была сделана попытка оценить риск эксплуатации АЭС в размерности количества пострадавших

(погибших, заболевших) людей. Огромные погрешности и неопределенности конечных результатов работы (в виде риска) не смогли убедить общественность в том, что риск от эксплуатации АЭС существенно меньше риска пострадать от других причин. Однако методы, использованные в процессе получения конечного результата, а именно методы вероятностного анализа безопасности (ВАБ), получили дальнейшее развитие.

В настоящее время принято выделять три уровня ВАБ [4–6]:

1) ВАБ уровня 1 предназначен для оценки *частоты* повреждения активной зоны (ЧПАЗ) в результате постулированного перечня исходных событий аварии (ИСА);

2) ВАБ уровня 2 (базируется на ВАБ уровня 1) предназначен для оценки *частоты* предельного аварийного выброса (ЧПАВ) — выброса радиоактивных продуктов за пределы защитных барьеров безопасности АЭС;

3) ВАБ уровня 3 (базируется на ВАБ уровня 2) предназначен для оценки *последствий* в размерности численности пострадавшего населения и некоего ущерба для окружающей среды.

Следует отметить, что методологию ВАБ часто называют вероятностным анализом риска (Probabilistic Risk Assessment). Это не соответствует классическому определению риска (и создает путаницу), поскольку ВАБ-1 и ВАБ-2 не оценивают последствия аварии, а лишь рассчитывают необходимые промежуточные составляющие для оценки  $P_i$  и  $Q_i$  в формуле (1). Поэтому можно считать, что на современном этапе развития ВАБ и РОП понятие риска вышло за рамки классических определений. Анализ данного понятия и его терминологического аспекта будет представлен далее.

В настоящее время ВАБ в основном рассматривается как средство общей оценки проекта АЭС с точки зрения безопасности, сбалансированности, надежности оборудования и персонала (их взаимодействия). ВАБ является прекрасным средством определения так называемых «слабых мест» проекта и используется для оценки влияния планируемых изменений проекта на текущий уровень безопасности. Для использования ВАБ в таком контексте достаточно ВАБ уровней 1 и 2. Кроме того, ВАБ уровня 3 почти не применяется, поскольку результаты распространения радиоактивных продуктов в окружающей среде с учетом вероятности реализации различных климатических условий и результаты прогнозирования дозы облучения населения (от большого спектра радиоактивных выбросов и сбросов) с учетом распределения населения вокруг АЭС имеют значительную погрешность и неопределенность.

## 2. Методология вероятностного анализа безопасности

В общем случае для выполнения ВАБ любого уровня требуется решить следующие задачи [4–6]:

- создать базу данных (БД) по характеристикам, структуре и надежности систем и элементов анализируемого энергоблока;
- на основании проектных и/или дополнительных детерминистских данных и расчетов сформулировать критерии успеха (КУ) по конфигурациям системы, действиям персонала, конечному состоянию реакторной установки (РУ);
- построить вероятностные модели с определением расчетных вероятностных оценок показателей безопасности, анализ вкладчиков, анализ чувствительности и неопределенности;
- корректно интерпретировать (программирование) вероятностные модели в расчетных программах (например, SAPHIRE, Risk Spectrum, Manual, КРИСС, РИСК, EVOS, Risk Monitor, SAFTA и др.).

Процедура выполнения ВАБ является итерационной — в результате выполнения любого этапа работ могут быть уточнены объемы, значения, параметры, влияющие на другой этап работ, после чего данный этап корректируется и процедура повторяется (рис. 1). Так, по результатам обоснования КУ может быть увеличен объем систем, участвующих в анализе, что приведет к корректировке БД по оборудованию и системам энергоблока. На этапе количественной оценки может быть выявлена необходимость моделирования так называемых восстановительных действий персонала для доминантных аварийных последовательностей (АП), что приведет к корректировке «деревьев событий» (ДС), дополнительному анализу надежности персонала, корректировке вероятностной модели и проведению новой количественной оценки. На этапе анализа надежности персонала могут потребоваться дополнительные теплогидравлические расчеты для уточнения располагаемого времени на выполнение тех или иных действий. Введение в модель дополнительных действий персонала (например, восстановительных) также может потребовать проведения дополнительных теплогидравлических расчетов, обосновывающих моделирование АП с новыми действиями персонала.

## 3. Проблема традиционной методологии и терминологии РОП

При выполнении ВАБ используются методы математической статистики, детерминированные методы оценки состояния элементов, систем и энергоблока (при наличии различных воздействий), вероятностные методы моделирования на-

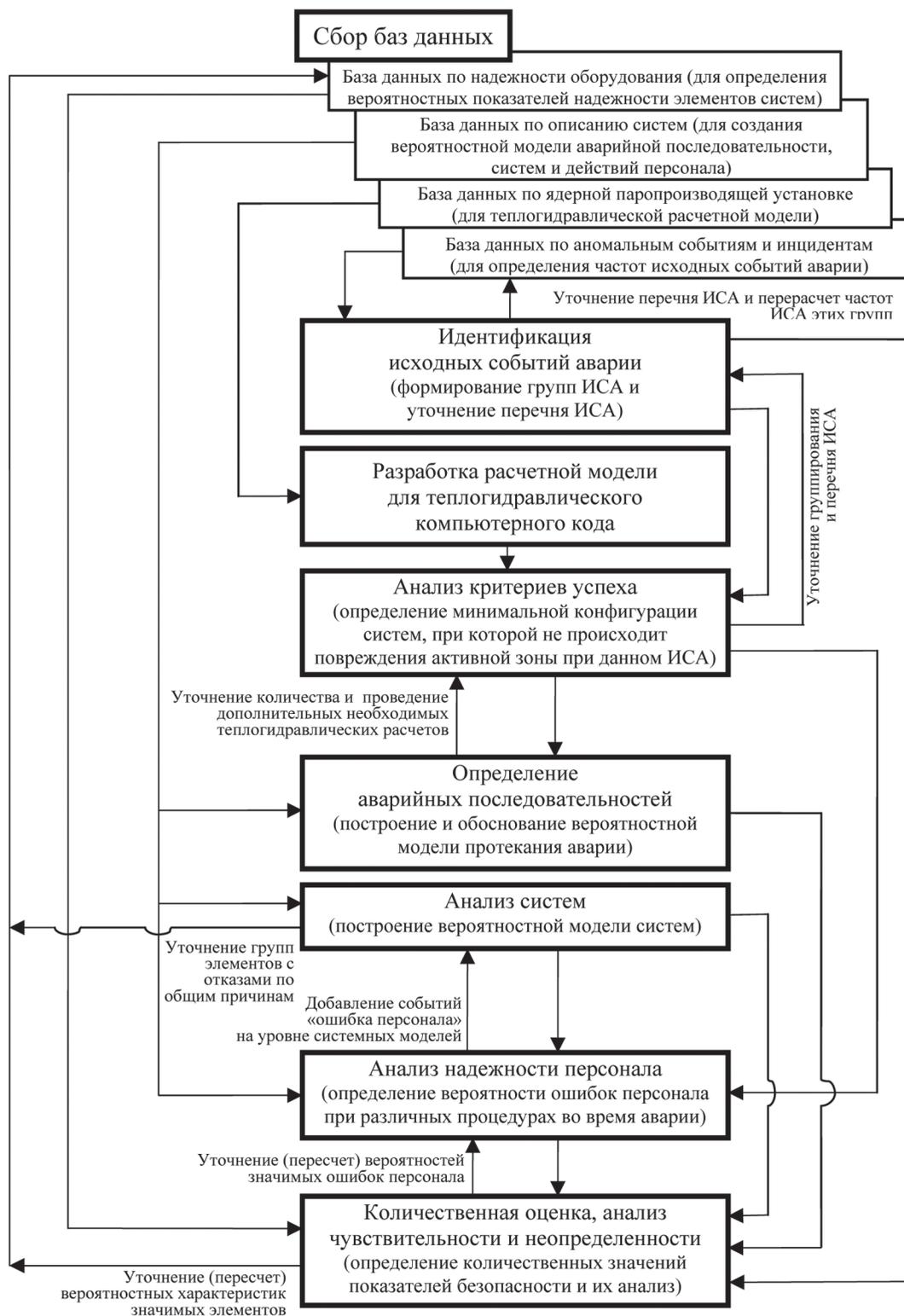


Рис. 1. Процедура выполнения ВАБ уровня 1 и взаимосвязь задач

дежности и безопасности систем (методы «деревьев отказов»/«деревьев событий», логико-вероятностные, топологические, ГО-технологии, логико-графические и др.). Известно, что каждый из указанных методов имеет ряд проблем, которые сокращенно можно изложить как:

- проблема исходных данных;
- проблема размерности;
- проблема адекватности моделирования.

Расшифруем и приведем примеры наиболее значимых проблем методологии ВАБ.

Существует проблема *неопределенности статистических данных* по надежности оборудования, связанная с тем, что оборудование АЭС является редкоотказывающим и малосерийным. Поэтому выборки статистических данных по отказам однотипного оборудования, работающего в аналогичных условиях (последнее условие также не может быть соблюдено полностью), непредставительные, т.е. статистические оценки имеют низкую достоверность и широкий доверительный интервал оценочных значений (разброс). Кроме того, до сих пор нет строгого доказательства возможности использовать результаты по обобщенной выборке элементов для оценки надежности единичного конкретного элемента. Эти же проблемы (недостоверность и неопределенность) возникают при оценке частот исходных событий аварии (которые часто связаны с отказом тех или иных компонентов РУ).

Также следует отметить, что в настоящее время наиболее применима оценка показателей надежности (ПН) с использованием экспоненциальной функции распределения наработки до отказа. В большинстве случаев для практических задач, решаемых ВАБ, такой подход оправдан. Но, например, для задач, учитывающих процедуры деградации на промежутке времени несколько лет (например, для обоснования продления проектного срока эксплуатации АЭС), такие модели неприменимы.

Для решения указанных проблем можно предложить использовать физико-статистические методы оценки ПН [7, 8]. Эти методы базируются на анализе изменения определяющих параметров технического состояния (ОПТС) и могут учитывать как процессы деградации, так и индивидуальность каждого отдельного анализируемого элемента оборудования [9].

Отдельной проблемой исходных данных по надежности для ВАБ является возможная *зависимость надежности элементов от пути протекания аварии*. При различных ИСА и АП на одно и то же оборудование могут действовать различные нагрузки и условия работы, что влияет на его надежность.

Следующей не устраненной в настоящее время одной из ключевых является *проблема неопределенности моделирования*.

В данной проблеме можно условно выделить следующие составляющие:

- 1) не существует механизмов оценки адекватности вероятностных моделей развития аварии;
- 2) вероятностные модели (развитие АП) строятся на основании результатов теплогидравлических расчетов, которые могут иметь значительные погрешности.

Последнюю составляющую опишем более подробно.

В связи с тем, что большинство КУ основываются на результатах моделирования АП с помощью теплогидравлического кода, возникает значительная зависимость КУ от погрешностей, вносимых теплогидравлической моделью. Данная погрешность обусловлена следующими факторами:

- 1) погрешность теплогидравлической модели (идеализация реальных процессов, применение теоретической модели смешения, точечные модели вместо пространственных и т.д.);
- 2) погрешность при численном решении систем дифференциальных уравнений, на которых основано математическое описание основных теплогидравлических процессов, другие погрешности вычислений по заложенным математическим моделям;
- 3) погрешность моделей компонентов РУ (нодализационные схемы, гидравлические характеристики моделируемых объемов, другие задаваемые характеристики).

Из-за вышеперечисленных погрешностей результаты теплогидравлической оценки необходимо рассматривать как имеющие неопределенность, которая непосредственно повлияет на следующие моменты при определении КУ:

- 1) неопределенность момента начала/окончания работы различных систем, участвующих в сценарии аварии;
- 2) неопределенность моментов (и количества) открытия/закрытия различной арматуры (запорной, предохранительной, регулирующей, обратной);
- 3) неопределенность оценки располагаемого времени для действий персонала и др.

Данные неопределенности могут привести к неопределенности по основным результатам анализа КУ, т.е. неопределенности минимального набора систем, необходимого для успешного перевода РУ в безопасное конечное состояние.

*Пример.* Пусть в результате теплогидравлического анализа (расчета) получена зависимость давления на выходе из реактора от времени. На рис. 2 видно, что вследствие неопределенности расчета срабатывание гидроемкостей (ГЕ) системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) возможно как на 400-й секунде процесса, так и на 3300-й секунде.

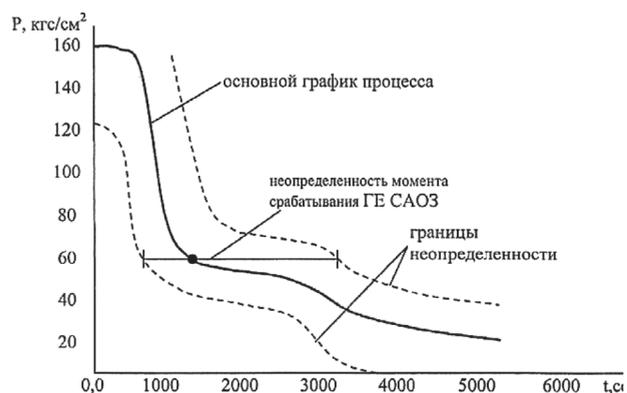


Рис. 2. Гипотетические результаты теплогидравлического расчета, демонстрирующие зависимость давления на выходе из реактора от времени

Допустим, КУ по функции безопасности (ФБ) «Запас теплоносителя и управление реактивностью», полученный на основании «основного графика процесса», имел вид: 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ низкого давления (НД). Если процесс пойдет по верхней границе неопределенности, то в течение длительного времени (~3000 с) в 1-м контуре будут сохраняться параметры выше давления срабатывания ГЕ САОЗ и для введения бора (ФБ управления реактивностью) в этом случае понадобится САОЗ высокого давления (ВД), а ГЕ САОЗ может стать не критичной. Тогда КУ будет иметь вид: 1/3 САОЗ ВД + 1/3 САОЗ НД. Также изменяется располагаемое время для действий персонала. Если процесс пойдет по нижней границе, то вскипание теплоносителя произойдет раньше, а значит, раньше потребуются действия персонала по объединению верхних точек 1-го контура и сбросу парогазовой смеси через систему аварийного парогазоудаления (YR).

Для учета указанной неопределенности необходимо построить серию ДС для каждого ИСА. Эти ДС должны отразить все сценарии протекания аварии в зависимости от возможных отклонений в результатах теплогидравлических расчетов из-за погрешностей теплогидравлического расчетного анализа. Таким образом, результаты (ЧПАЗ) по данному ИСА должны выглядеть как некоторое распределение. Возможен анализ, связанный с влиянием незначительных изменений в начальных и граничных условиях моделей для теплогидравлических расчетов на сценарий протекания аварии. Подобный анализ возможен также при использовании экспертных оценок при определении КУ систем либо качественного анализа надежности (используя мнение различных экспертов или несколько мнений одного эксперта).

Существует неопределенность модели, связанная с ложным срабатыванием проектных систем/дей-

ствиями персонала. Данная неопределенность связана с неоднозначностью поведения АП в случае, если персонал или системы начинают без необходимости действовать по непроектному алгоритму. Например, ложные действия персонала вопреки инструкции по ликвидации аварии (учитывая возможное несовершенство эксплуатационных инструкций) могут привести к изменению последствий АП.

Существует неопределенность, связанная с охватом моделируемых феноменов. По данному фактору неопределенностей возможно проведение качественного анализа. В этом анализе необходимо отразить сравнение моделей и результатов с моделями и результатами аналогичных ВАБ других энергоблоков или других экспертов на данном энергоблоке, привести объяснения имеющихся различий. Данный анализ позволит выявить узкие места модели, чтобы наметить задачи для более детальной численной оценки.

Созданные для проведения расчетов ВАБ программные продукты также могут вносить свой вклад в неопределенность и погрешность получаемых результатов.

В практике проведения ВАБ АЭС Украины нашел широкое применение так называемый расчетный компьютерный код SAPHIRE, представляющий собой программу-приложение. С ее помощью проводят:

- построение «деревьев отказов» (ДО) и ДС;
- ввод исходных данных для расчета вероятности реализации различных базисных событий (БС), таких как отказы оборудования, ошибки персонала, частоты ИСА и т.д.;
- расчеты вероятности отказа по ДО и ЧПАЗ по ДС. Также код позволяет проводить численный анализ значимости и неопределенности.

На этапе использования данного кода была установлена некоторая неадекватность получаемых результатов. Математическая модель, реализованная в коде:

- дает различные результаты при различной конфигурации ДС, которые моделируют одни и те же феномены;
- искажает баланс между ЧПАЗ по отдельным АП (профиль риска по АП);
- может значительно исказить оценки значимости, особенно по интервалам (коэффициентам) повышения риска.

Представленный в данном разделе анализ основан на многолетних исследованиях в области вероятностного моделирования функционирования систем и оборудования АЭС и опыта проведения экспертиз работ по ВАБ энергоблоков №1 Южноукраинской, №5 Запорожской, №2 Хмельницкой, №1 и 3 Ровенской АЭС Украины.

О серьезных ограничениях ВАБ свидетельствуют и другие работы известных специалистов и авторитетных организаций [10-12]. В частности, в докладе Международной консультативной группы по ядерной безопасности INSAG-6 указаны следующие источники ограничений, приводящих к неточности или неопределенности конечного результата: зависимость от проекта; неопределенность данных и моделей; трудности в трактовке некоторых явлений [12]. Неопределенности по указанным причинам оценены для ВАБ уровня 1 в один порядок. Для ВАБ уровня 2 неопределенность возрастает еще на один или более порядков из-за трудностей описания многих явлений в защитной оболочке и механизмов её повреждения при тяжелых авариях. Для ВАБ уровня 3 неопределенность может возрасти еще больше из-за необходимости учета дисперсии в атмосфере и влияния низких уровней радиации на большие массы населения. Следует отметить, что хотя после издания доклада INSAG-6 [12] прошло более 20 лет, указанные в нем ограничения применения вероятностных методов анализа безопасности АЭС сохраняют свою актуальность.

Возвращаясь к общим понятиям, понятие «риск» можно сформулировать как возможность причинения вреда жизни, здоровью людей, животным, повреждения искусственных объектов, загрязнения окружающей среды с учетом тяжести этого вреда. В этом случае РОП охватывает как вероятностные методы моделирования различных аварийных процессов, так и детерминистские.

Понятие «риск-ориентированный подход» вошло в практику регулирования и эксплуатации АЭС Украины во многом как преемник соответствующей методологии США [3–5, 13, 14] и МАГАТЭ [15, 16]. В этих разработках и рекомендациях в качестве инструмента РОП используется именно ВАБ. В связи с этим развитие РОП проводится как программа внедрения ВАБ в регулируемую и эксплуатационную деятельность атомно-энергетической отрасли [17]. Кроме того, несмотря на декларирование создания методологической инфраструктуры РОП в [17], к сожалению, отсутствуют задачи по исследованию и решению представленных выше фундаментальных проблем, присущих ВАБ.

Следует отметить, что понятие «риск» в общем случае очень широкое (в частности, в различных областях знаний имеет разное значение). Поэтому необходимо сузить это понятие для целей регулирующей и эксплуатационной деятельности АЭС. Отправной точкой можно считать определение риска как ожидаемой частоты или вероятности возникновения опасности определенного вида или размера возможного вреда (нежелательных последствий) от различного рода отказов, аварий и других нежелательных событий, которые возможны на АЭС. Понятие риска опирается на многокомпонентный

вектор, что, в частности, соответствует нормативно закрепленному понятию [18, Приложение 9].

На основании вышеизложенного можно предложить следующую формулировку. Риск-ориентированный подход (РОП) — это определение вероятностными и/или детерминистскими методами показателей риска как целевой функции, сущность и критерии оценки которой определяются решением конкретной задачи ядерно-энергетической отрасли. При этом целевая функция характеризуется набором величин, которые меняются в зависимости от поставленной задачи и, в частности, могут включать:

- ожидаемый ущерб от негативного события;
- частоту (вероятность) реализации негативного события;
- затраты на уменьшение вероятности (частоты) возникновения негативного события.

#### 4. Развитие риск-ориентированных подходов

На основании представленных выше материалов можно заключить, что:

- 1) существует научная проблема, связанная с недостаточным развитием РОП применительно к различным задачам АЭС;
- 2) имеется достаточная научно-техническая база для развития РОП.

Развитие РОП заключается в обосновании для каждой задачи вектора параметров, который нужно оценить, и критериев оценки в разработке соответствующего методического аппарата (на основе вероятностных и/или детерминистских методов). Процедура решения задач с помощью РОП в общем виде включает следующие основные шаги (в общем случае итерационная):

- 1) формулирование задачи исследования;
- 2) формулирование целевой функции риска и соответствующих критериев ее оценки;
- 3) выбор метода оценки критериев (либо вероятностные, либо детерминистские методы, либо их совместное применение);
- 4) оценка возможности использовать известные инструменты (ВАБ) и/или разработка дополнительного методического обеспечения;
- 5) оценка полученных результатов на предмет достоверности, значимости и т.д.

Усовершенствование РОП позволило решить ряд актуальных задач, примеры которых представлены ниже.

При оценке целесообразности и условий установки на напорной магистрали активной части САОЗ дополнительных запорно-регулирующих клапанов (ЗПК) для различных проектов РУ с ВВЭР-1000 вероятностным критерием принятия решения являются изменение ЧПАЗ, а также детерминистский критерий отсут-

ствия неустойчивости режимов работы регуляторов. Установлено, что для энергоблоков с ВВЭР-1000/В-302 и 338 установление ЗРК целесообразно, а для ВВЭР-1000/В-320 работа ЗРК может быть эффективной только в случае дополнительных настроек по учету скорости изменения положения рабочего органа [19].

Анализ целесообразности и условий внедрения системы радиационного контроля межконтурных течей (РКМТ) для совершенствования управления авариями проводился на основании вероятностных критериев, таких как ЧПАЗ и вероятность отказа с использованием ВАБ. Установлено, что внедрение системы РКМТ целесообразно только в случае реализации полностью автоматизированного алгоритма управления авариями со средними межконтурными течами при условии общей надежности системы как минимум в два раза выше, чем надежность доминантных действий персонала для аварий средней течи первого контура во второй [20].

Выполнена разработка процедурно-методического аппарата для внедрения ремонта по техническому состоянию (РТС) оборудования АЭС. Вектором анализируемых величин для каждого оборудования является его значимость по Бирнбауму, класс безопасности, недовыработка электроэнергии на один аварийный ремонт, запас времени на выполнение ремонтно-восстановительных работ без изменения мощности РУ, тенденция изменения определяющих параметров технического состояния. Реализация РТС позволит сократить длительность планово-предупредительного ремонта (ППР) энергоблоков и снизить экономические затраты на проведение ППР [21].

Обоснованы возможность и условия сокращения объема испытаний гермооболочки РУ с ВВЭР-1000 на

основе вероятностных методов анализа изменения значения утечки (получаемое по результатам периодических испытаний на герметичность) [22].

Разработана методика вероятностной оценки достоверности измерений (зависящая от погрешности измерений, вероятности отказа приборов и периодичности измерений) для системы контроля концентрации борных растворов. Это позволило определить периодичность контроля при переходе от непрерывного контроля к периодическому, а также определить возможность и условия устранения ряда дорогостоящих средств непрерывного контроля концентрации борных растворов [23].

Установлены возможные стратегии обслуживания систем, важных для безопасности при переходе с 12-месячной на 18-месячную (18-месячный интервал между началами проведения ППР) топливную кампанию на основании сравнения вероятности отказа оборудования при существующей и различных новых стратегиях [24].

## 5. Заключение

Существующие проблемы РОП связаны с его отождествлением с ВАБ, имеющим множественные ограничения для решения различных актуальных задач атомной энергетики (например внедрение РТС). Развитие РОП состоит в широком использовании аппарата теории вероятности, математической статистики, детерминированных методов оценки аварий, функционального анализа и т.д. При этом для каждой задачи обосновываются вектор параметров, который нужно оценить, критерии оценки, и при необходимости разрабатывается соответствующее методическое обеспечение.

## ЛИТЕРАТУРА

1. SECY-98-144. White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation. Staff Requirements. — US NRC, March, 1999. — 440 p.
2. Хенли Э.Д., Кумато Х. Надежность технических систем и оценка риска. — М.: Машиностроение, 1979. — 528 с.
3. WASH-1400 (NUREG-75/014). An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. Reactor Safety Study. — US NRC, October 1975. — 500 p.
4. NUREG/CR-2300. PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants. — US NRC, January 1983. — 940 p.
5. NUREG/CR-2815, BNL-NUREG-51559. Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide / US Nuclear Regulatory Commission, January 1984. — 240 p.
6. Вероятностный анализ безопасности атомных станций (ВАБ): Учебн. пособ. / В.В. Бегун, О.В. Горбунов, И.Н. Каденко и др. — К., 2000. — 568 с.
7. ДСТУ 2862-94. Надежность техники. Методы расчета показателей надежности. Общие требования. — К.: Изд-во стандартов, 1994. — 43 с.
8. ДСТУ 3942-2000 (ГОСТ 27.506-2000). Надежность в технике. Планы испытаний для контроля средней наработки до отказа (на отказ). Часть 2. Диффузионное распределение. — К.: Изд-во стандартов, 2000. — 32 с.
9. Комаров Ю.А., Кочнева В.Ю. Оценки длительности до проведения планового технического обслуживания и ремонта при применении концепции ремонта по техническому состоянию оборудования АЭС // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. — 2011. — Вып. 17. — С. 27–39.
10. Букринский А.М. Детерминистское нормирование и вероятностное ориентирование // Ядерная и радиационная безопасность. 2013. № 1 (67). С. 1–4.

11. *Острейковский В.А., Швыряев Ю.В.* Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ безопасности. — М.: ФИЗМАТЛИТ, 2008. — 352 с.
12. Safety Series No 75-INSAG-6. International Atomic Energy Agency. Probabilistic Safety Assessment. Vienna, 1992. — 336 p.
13. Revised Risk-Informed Inservice Inspection Evaluation Procedure. Final Report TR-112657 / EPRI, Palo Alto, CA, 1999. — 237 p.
14. Westinghouse Structural Reliability and Risk Assessment (SRRRA) Model for Piping Risk-Informed Inservice Inspection / Westinghouse Electric Company, WCAP-14572, Revision 1-NPA, Supplement 1, 1999. — 172 p.
15. IAEA-TECDOC-1200. Applications of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Nuclear Power Plants. — 104 p.
16. IAEA-TECDOC-1590. Application of Reliability Centred Maintenance to Optimize Operation and Maintenance in Nuclear Power Plants. — Vienna: IAEA, 2007. — 87 p.
17. Програма впровадження ризик-орієнтованих підходів в регулюючій діяльності і експлуатації АЕС України / НАЭК «Енергоатом», Госатомрегулювання України. — К., 2006. — 45 с.
18. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97); Державні гігієнічні нормативи. - Київ: Відділ поліграфії Українського центру держсанепіднагляду МОЗ України, 1997. — 121 с.
19. *Скалозубов В.И., Комаров Ю.А., Богодист В.В., и др.* Анализ эффективности регулирования системы аварийного охлаждения активной зоны насосами высокого давления на АЭС с ВВЭР-1000/В320 // Ядерная и радиационная безопасность. — 2010. — № 2 (46). — С. 27-31.
20. *Комаров Ю.А., Скалозубов В.И.* Анализ приоритетности внедрения модернизаций и мероприятий по повышению безопасности АЭС риск-ориентированными методами // Науч.-технич. сб. Нац. акад. наук Укр. Ин-т пробл. безоп. АЭС «Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля». — 2011. — Вып.16. — С. 53–60.
21. *Комаров Ю.А.* Развитие риск-ориентированных подходов для внедрения концепции ремонта по техническому состоянию оборудования атомных электростанций // Ядерная и радиационная безопасность. — 2013. — № 3 (59). — С. 21–26.
22. *Комаров Ю.А., Пышный В.М., Скалозубов В.И. и др.* Разработка отраслевого стандарта по сокращению периодичности комплексных испытаний на герметичность системы гермооболочки ВВЭР на основе вероятностных методов // Ядерная и радиационная безопасность. — 2004. — Т. 7, — Вып. 2. — С. 73–79.
23. *Комаров Ю.А.* Использование риск-ориентированного подхода для обоснования изменений в системе контроля концентрации борной кислоты в растворах атомных станций с реакторами на тепловых нейтронах // Сборник научных трудов. — Севастополь: СНИЯЭиП (доклад на IV Междунар. науч.-практич. конф. по проблемам атомной энергетики «Надежность, безопасность, ресурс АЭС», Севастополь 20–25 сентября 2005). 2005. — Вып. 15. — С. 102–112.
24. *Комаров Ю.А., Пионтковский А.И., Габлая Т.В.* Оптимизация периодичности и объемов испытаний теплотехнического оборудования СВВ, имеющих функциональные испытания только в процессе ППР // Сборник научных трудов. — Севастополь: СНИЯЭиП (доклад на VI Междунар. науч.-практич. конф. по проблемам атомной энергетики «Безопасность, эффективность, ресурс АЭС», Севастополь 21–26 сентября 2007). 2007. — Вып. 4(24). — С. 56–66.

## Problems of Risk-Oriented Approaches for Use in Nuclear Power Industry

**Yu. A. Komarov**, Section Head, Ph.D. of Engineering, Institute of Nuclear Power Plants' Security Problems, National Academy of Science of Ukraine

*Risk-informed approaches (RIA) analysis in relation to nuclear power industry has been presented. Limitations of safety's probabilistic analysis (SPA) as a main tool for RIA have been demonstrated. In particular, such SPA problems as statistics uncertainty related to equipment reliability and a problem of accidents modelling uncertainty using thermal-hydraulic codes have been analyzed. Recommendations for accounting of these uncertainties have been given. Ways of RIA further development and results of their application for substantiation and implementation of measures to improve the safety and operation efficiency of nuclear power plants have been presented. Results of the RIA application for such measures as equipment change-over to on-condition maintenance, reduction of amount of testing related to hermetic shell, measurement system accuracy evaluation, some systems' modernisation feasibility study have been illustrated.*

**Keywords:** risk, safety, efficacy, nuclear power plants, probability, repair, reliability, operation, equipment, technique.