

## **Вероятностный анализ безопасности первого уровня АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500**

*Е.В.Байкова, к.т.н. Г.В.Токмачев, В.Р.Чулухадзе, д.т.н. Ю.В.Швыряев*

В статье представлены результаты вероятностного анализа безопасности (ВАБ) 1-го уровня, проведенного для внутренних иницирующих событий (ИС). Рассмотрены эксплуатационные состояния (ЭС) при работе энергоблока на номинальной или пониженных уровнях мощности и в режимах с остановленным реактором. Отчет по ВАБ первого уровня разработан в составе проектной документации по базовому проекту АЭС с реактором ВВЭР-1500 в соответствии с требованиями нормативных документов ОПБ-88/97 [1], РБ-024-02 [2] и РБ-032-04 [3] и Технического задания на разработку базового проекта АЭС с реактором ВВЭР-1500.

### **Цель и объём анализа**

Основная цель выполнения работы состояла в проведении всесторонней комплексной (качественной и количественной) оценки достигнутого в проекте уровня безопасности энергоблока, включая:

– оценку соответствия проекта основным инженерным (детерминистическим) принципам и критериям современной концепции глубоко эшелонированной защиты, которые сформулированы в отечественных нормативных документах [1], в материалах МАГАТЭ [4,5] и EUR [6];

– подтверждения соответствия полученного по результатам вероятностного анализа безопасности среднего значения общей, т.е. суммарной по всем иницирующим событиям, частоты повреждения ядерного топлива (ПЯТ) вероятностному целевому показателю, принятому в техническом задании на разработку проекта АЭС с реактором ВВЭР-1500. В соответствии с техническим заданием для обеспечения радиационной безопасности вероятность тяжелого повреждения активной зоны для всех ЭС энергоблока, включая эксплуатационные состояния с остановленным реактором, не должна превышать  $1 \cdot 10^{-6}$  на реактор в год, что на порядок ниже целевого значения, приведенного в п.4.2.2 ОПБ-88/97 [1];

– оценку эффективности и сбалансированности проектных решений на основе анализа вкладов в среднее значение общей частоты ПЯТ от различных ЭС энергоблока, групп ИС, невыполнения функций безопасности, отказов систем, отказов общего вида (ООВ) элементов и ошибочных действий персонала.

В качестве источника радиоактивности при разработке ВАБ первого уровня рассмотрено ядерное топливо в активной зоне реактора.

К внутренним ИС отнесены единичные или множественные отказы (включая отказы по общей причине) систем, оборудования и элементов, включая обесточивание АЭС, а также ошибки персонала, которые либо непосредственно вызывают ПЯТ, либо могут привести к таким событиям в случае невыполнения функций безопасности, предусмотренных для предотвращения таких повреждений или ограничения их размеров.

## **Методология анализа**

В качестве методологической основы для разработки ВАБ для внутренних ИС используется широко применяемая в мировой практике методология деревьев событий (ДС) и деревьев отказов (ДО). При выполнении ВАБ использованы рабочие инструкции по выполнению отдельных задач ВАБ, которые разработаны в ФГУП «Атомэнергопроект» и имеют статус стандарта предприятия.

В рамках проведения ВАБ выполнены следующие основные задачи.

### **Определение эксплуатационных состояний**

Среди ЭС энергоблока, в которых могут возникать ИС, рассмотрены режимы работы на полной и пониженной мощности, включая минимально-контролируемый уровень нейтронной мощности реактора, и режимы с остановленным реактором, включая перегрузку ядерного топлива.

При разделении эксплуатационного цикла энергоблока на отдельные ЭС рассмотрены следующие факторы:

- диапазон изменения параметров и состояний реакторной установки, включая уровни остаточных энерговыделений в реакторе и бассейне выдержке, температуру, давление, концентрацию борной кислоты, уровень теплоносителя в реакторной установке, герметичность реактора (закрыта или снята крышка);
- конфигурация систем, осуществляющих нормальный отвод тепла от активной зоны в каждом из выделенных диапазонов изменения параметров;
- действия персонала по осуществлению операций, необходимых в рассматриваемом диапазоне;

– конфигурация систем безопасности и условия введения их в действие в рассматриваемом диапазоне, включая способы управления системами безопасности (автоматический или оператором), управляющие сигналы и уставки.

Помимо указанных факторов для каждого эксплуатационного состояния была определена его длительность.

Для режимов с остановленным реактором были определены виды остановов энергоблока, включая следующие:

– останов для проведения частичной замены ядерного топлива (ЯТ) и проведения средних плановых ремонтов основного оборудования реакторной установки, турбоустановки и элементов систем безопасности;

– останов для проведения полной замены ЯТ и проведения капитальных ремонтов основного оборудования реакторной установки, турбоустановки и элементов систем безопасности;

– внеплановый останов для ремонта оборудования.

#### **Анализ, отбор и группирование иницирующих событий**

Для составления перечня внутренних ИС использованы следующие источники:

– материалы предварительного отчета по обоснованию безопасности АС, в котором приводятся перечни ИС для проведения детерминистических анализов безопасности и результаты расчетов аварийных процессов;

– результаты инженерного анализа режимов работы энергоблока и систем, их конфигураций и алгоритмов действий персонала в рассматриваемых ЭС;

– отраслевая база данных и эксплуатационная документация по нарушениям и авариям на действующих АЭС с ВВЭР-1000;

– перечни ИС из ранее разработанных ВАБ для АЭС с ВВЭР-1000 и другие источники обобщенных данных, включая материалы МАГАТЭ.

В рамках настоящей работы был проведен анализ перечней ИС, рассматриваемых в ВАБ первого уровня для следующих российских и зарубежных энергоблоков с реактором ВВЭР-1000:

– энергоблоки №№ 1, 5 Балаковской АЭС;

– энергоблок № 5 Нововоронежской АЭС;

– энергоблок № 1 Калининской АЭС;

- энергоблок № 5 Запорожской АЭС в Украине;
- энергоблок № 1 Южно-Украинской АЭС в Украине;
- АЭС Тяньвань в Китае;
- АЭС Куданкулам в Индии;
- АЭС Бушер в Иране;
- АЭС Темелин в Чехии;
- энергоблок № 5 АЭС Козлодуй в Болгарии.

В результате, были разработаны перечни ИС для работы энергоблока на мощности и режимов с остановленным реактором, которые были объединены в группы ИС, характеризующиеся одинаковой конфигурацией систем безопасности, функциями безопасности и критериями успешного их выполнения (критериями успеха). В частности, для режима работы на полной мощности было идентифицировано 34 группы ИС, среди которых рассмотрены следующие категории ИС:

- ИС с течами из 1-го контура внутри защитной оболочки (ЗО), возникновение которых требует выполнения функций приведения реактора в подкритическое состояние, поддержания запаса теплоносителя в активной зоне и отвода тепла от активной зоны;
- течи из 1-го контура во 2-ой контур, возникновение которых требует выполнение функций приведения реактора в подкритическое состояние, изоляции аварийного парогенератора (ПГ) от главного парового коллектора и от окружающей среды, поддержания запаса теплоносителя в активной зоне и отвода тепла от активной зоны;
- ИС с течами из 1-го контура за пределы ЗО, возникновение которых требует выполнения функций изоляции течей;
- ИС с переходными процессами, возникновение которых требует введение в действие системы аварийной защиты реактора и/или выполнения функций отвода тепла от активной зоны;
- ИС, требующие административного останова блока.

### **Анализ и моделирование аварийных последовательностей**

Моделирование аварийных последовательностей (АП) или моделирование путей протекания аварий проводилось для определения полных множеств конечных состояний (КС) без повреждения и с повреждением ядерного топлива для каждой рассматриваемой группы ИС.

В качестве КС без ПЯТ рассмотрены стабильные состояния без превышения установленных проектных пределов повреждения ТВЭЛ'ов (температура оболочек ТВЭЛ'ов – не более 1200 °С; локальная глубина окисления оболочек ТВЭЛ'ов – не более 18 % первоначальной толщины стенок; доля прореагировавшего циркония – не более 1 % его массы в оболочках ТВЭЛ'ов) в условиях «холодного» или «горячего» останова энергоблока.

В качестве методологической основы для моделирования АП использован метод деревьев событий (ДС). ДС представляет собой логическую диаграмму, по которой определяется множество возможных КС без повреждения и с повреждением ядерного топлива. Каждое из таких КС является реализацией определенных совокупностей (сочетаний, комбинаций) промежуточных событий при заданном ИС. В качестве промежуточных рассмотрены события невыполнения функций безопасности из-за отказов систем и/или ошибочных действий персонала. Для каждого ЭС разработано несколько десятков ДС, в частности, для режима работы на мощности их число составило 34 основных и 33 трансферных ДС.

Моделирование АП проведено на основе критериев успеха, полученных по результатам расчетов аварийных процессов с применением компьютерных программ и методов улучшенной оценки. Это обеспечивает разработку реалистических вероятностных моделей, наиболее близко отражающих действительное протекание аварий.

В рамках этой задачи выявлена, описана и документально оформлена каждая аварийная последовательность, которая может привести к ПЯТ.

### **Анализ надежности систем**

Эта задача заключалась в анализе видов отказов отдельных элементов и их последствий с точки зрения влияния на работоспособность систем. Задача выполнялась путем разработки детальных моделей надежности всех технологических, обеспечивающих (охлаждающая вода, вентиляция, электроснабжение) и управляющих систем в форме деревьев отказов (ДО).

ДО представляет собой логическую диаграмму, по которой определяется возникновение основного (или вершинного) события, заключающегося в отказе системы выполнить заданную функцию вследствие комбинаций отказов отдельных элементов системы (базовых событий).

ДО разрабатывались для каждой из выполняемых системой функций безопасности применительно к каждому ИС, требующему их выполнения. Модели разработаны для 16 систем.

Разработка ДО каждой системы включала выполнение следующих этапов:

1) Формулировка понятия отказа системы при выполнении заданной функции безопасности на основе критериев успеха, определенных при моделировании АП.

2) Анализ технологических или структурных схем системы с определением её границ, состава и границ входящих в неё элементов.

3) Анализ состояния, режимов работы, технического обслуживания и ремонтов системы и её элементов при нормальной эксплуатации и в течение периодов после возникновения ИС, требующих функционирования системы.

4) Определение для каждого элемента присущих ему видов отказов с оценкой влияния отказов элементов на работоспособность структурных единиц системы и системы в целом с учетом условий функционирования, технического обслуживания и восстановления работоспособности. Для каждого вида отказов определены показатели надежности, значения которых оценивались в задаче анализа данных. Виды отказов элементов совместно с их показателями надежности использовались в качестве исходных данных для базовых событий при построении ДО.

5) Выполнение анализа зависимостей, включая выявление зависимостей между технологическими и обеспечивающими системами и элементами и выявление общих для различных систем частей и элементов.

6) Выполнение анализа отказов общего вида (ООВ<sup>1</sup>), в качестве которых рассмотрены зависимые отказы двух или более элементов, возникающие одновременно или на коротком промежутке времени вследствие общей причины.

Анализ ООВ включал следующие этапы:

- анализ реализованных в проекте мер защиты от ООВ;
- выявление групп элементов, потенциально подверженных ООВ;
- выбор параметрических моделей для количественной оценки интенсивностей (вероятностей) реализации ООВ. В качестве параметрических моделей для количественной оценки ООВ использованы модели  $\alpha$  и  $\beta$ -факторов;

- включение сформированных групп ООВ в модель надежности системы.

7) Идентификация ошибочных действий персонала, которые влияют на работоспособность системы, и включение их в ДО в качестве базовых событий.

8) Построение графов ДО для структурных единиц системы и систем в целом.

---

<sup>1</sup> ООВ – отказы общего вида, которые являются разновидностью отказов по общей причине (ООП). Факторами, способствующими возникновению ООВ, являются одинаковость конструкции, режимов использования, технического обслуживания и условий окружающей среды.

## **Анализ надежности персонала**

Целью данного этапа являлась разработка моделей для действий персонала, перечень которых был определен на основе анализов АП и ДО.

При анализе ошибок персонала, моделируемых в ВАБ, рассмотрены следующие их категории:

– предаварийные ошибки персонала (ОП), которые представляют собой ошибочные действия персонала до возникновения ИС и приводят к неготовности оборудования или системы. Определение перечня предаварийных ОП проведено по результатам анализа надежности систем;

– послеаварийные ОП, которые представляют собой ошибки персонала при выполнении управляющих действий после возникновения ИС и приводят к невыполнению функций безопасности на послеаварийном периоде. Определение перечня возможных послеаварийных ОП выполнено на основе анализа аварийных последовательностей и анализа надежности систем;

– зависимые ошибки персонала при выполнении двух или более последовательных действий на послеаварийном периоде. Анализ зависимых ОП проведен на основе анализа АП и перечня минимальных сечений для конечных состояний с ПЯТ.

Для решения задачи оценки вероятности ошибок персонала были использованы следующие материалы:

– методика оценки вероятности ошибки человека THERP [7] для предаварийных ошибок персонала и зависимых ошибок персонала,

– процедура анализа надежности персонала [8] и процедура систематического анализа надежности персонала SHARP для послеаварийных ОП [9];

– результаты анализа надежности персонала, выполненного для действующих АЭС с ВВЭР-1000.

Особенностью анализа надежности персонала для энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1500 (РУ В-448) являлось то, что данный анализ выполняется на стадии разработки базового проекта. На этой стадии отсутствуют эксплуатационные инструкции, инструкции по ликвидации аварий, регламент безопасной эксплуатации блока, рабочие программы комплексных испытаний оборудования блока, инструкции по контролю исправности оборудования систем безопасности. Поэтому анализ надежности персонала носит предварительный характер, а его результаты будут использованы при разработке

эксплуатационной документации. Количественная оценка вероятностей ошибок персонала на текущей стадии проекта проведена с учетом следующих предположений и допущений:

– уровень эксплуатационной документации, регламентирующей действия персонала АЭС при эксплуатации блока и ликвидации аварий, будет не ниже, чем для действующих блоков с ВВЭР-1000;

– уровень квалификации персонала АЭС с ВВЭР-1500 будет не ниже, чем для действующих блоков с ВВЭР-1000. Предполагается, что весь персонал имеет достаточный опыт работы на аналогичных местах (не менее полугода).

На следующей стадии проекта после разработки эксплуатационной документации будет проведен более детальный анализ надежности персонала.

### **Анализ данных**

В рамках выполнения ВАБ требуется проведение сбора и обработки данных для формирования базы данных по частотам инициирующих событий, показателям надежности оборудования и параметрам ООВ. В доэксплуатационный период, когда выполнялся ВАБ АЭС с ВВЭР-1500, специфическая для этой АЭС база данных по указанным параметрам отсутствует. Поэтому для сбора и получения необходимой информации были использованы все возможные источники информации:

– национальная база данных по нарушениям в работе АЭС, которая содержит информацию о переходных процессах на АЭС с ВВЭР-1000 России и Украины;

– базы данных по надежности оборудования АЭС с ВВЭР-1000;

– результаты вероятностно-прочностных расчетов, полученные ФГУП ОКБ «Гидропресс» для разрывов первого контура на ВВЭР-1500;

– результаты ВАБ для проектируемых и строящихся АЭС с ВВЭР-1000, а именно: АЭС Тяньвань в Китае, АЭС Куданкулам в Индии и 5,6-го блоков Балаковской АЭС, являющихся наиболее близкими аналогами к проекту с реактором ВВЭР-1500;

– использование упрощенных логических моделей для оценки частот ряда ИС;

– обобщенные данные.

### **Разработка вероятностной модели энергоблока и выполнение количественных оценок ПЯТ**

Разработка вероятностных расчетных моделей и количественная оценка частоты повреждения ядерного топлива в активной зоне, а также анализы значимости, чувствительности и неопределенностей выполнены с использованием кода Risk Spectrum

PSA Professional, версия 1.10. Программа аттестована Госатомнадзором Российской Федерации, регистрационный номер аттестационного паспорта №160 от 28.03.2003.

Программное средство Risk Spectrum PSA Professional позволяет разрабатывать и анализировать модели риска и надежности методом ДО и ДС и выполнять вероятностные расчеты. Основу алгоритма расчетов составляют генерация и количественная оценка минимальных сечений, представляющих собой минимальный по количеству набор событий, обуславливающих наступление вершинного события анализируемого ДО или конечных состояний АП. При этом Risk Spectrum PSA Professional позволяет неявно моделировать ООВ на ДО.

Расчетная модель включает полный комплекс логически связанных между собой ДС, функциональных и системных ДО, баз данных по показателям надежности элементов, параметрам моделей ООВ, частотам ИС и значениям вероятностей ошибочных действий персонала, полученных по результатам анализа надежности персонала.

Объем количественных анализов АП включал следующие виды количественных оценок:

- точечная оценка значения общей, то есть суммарной по всем АП частоты ПЯТ;
- точечные оценки значений частот АП с повреждением и без повреждения активной зоны для каждой из рассматриваемых групп ИС;
- анализы неопределенностей значений частоты ПЯТ с определением математического ожидания (среднего значения), медианы, а также верхних и нижних границ 90 % доверительного интервала;
- анализы значимости для определения вклада в значение общей частоты ПЯТ от отказов элементов, ООВ, ошибочных действий персонала, систем и групп ИС;
- анализы чувствительности для оценки эффективности новых проектных решений и принятых в ВАБ предположений.

## **Результаты анализа**

Результаты ВАБ содержат необходимую информацию для проведения всесторонних комплексных (качественных и количественных) оценок и обоснований достигаемого в проекте уровня безопасности.

В ВАБ проведена оценка эффективности проектных решений для снижения вероятностей реализации запроектных аварий с тяжелыми радиационными последствиями и/или тяжелыми повреждениями источников радиоактивности.

## Качественная оценка безопасности

Основные задачи качественного анализа безопасности состояли в установлении степени соответствия проектных решений основным принципам современной концепции глубокоэшелонированной защиты, изложенным в ОПБ-88/97 [1] и отчете МАГАТЭ INSAG-12 [5], включая следующие:

- принцип единичного отказа;
- обеспечение защиты от отказов по общей причине и ООВ;
- принцип физического разделения;
- принцип разнообразия;
- обеспечение защиты от ошибочных действий эксплуатационного персонала;
- расширенное применение систем пассивного принципа действия;
- обеспечение более высокого уровня надежности для функций безопасности с большей частотой требований на их выполнение;
- снижение (насколько это возможно) значений частот или вероятностей отказов оборудования и элементов, приводящих к возникновению исходных событий аварий.

Несомненным достоинством приведенных выше детерминистических принципов является простота их понимания и подкрепление практикой использования в различных областях техники. Следует отметить, что они, являясь основой при обосновании безопасности, имеют вероятностную природу. Практически все эти принципы имеют безусловную направленность на снижение риска от использования АЭС за счет снижения размеров радиационных последствий при авариях и/или за счет снижения вероятностей или частот реализации таких аварий.

При использовании ВАБ обеспечено рассмотрение расширенного (по отношению к детерминистическим подходам) числа ИС и отказов, анализ безопасности АЭС с реактором ВВЭР-1500 для различных режимов ее работы и эксплуатационных состояний, а также определение показателей риска. Поэтому применение ВАБ позволило оценить безопасность АЭС на качественно ином уровне, что повышает общественную приемлемость использования АЭС, а с учетом определения вклада систем и мероприятий в показатели риска (т.е. их эффективности) помогает существенно оптимизировать соотношение безопасность/экономика.

Оценка соответствия проекта АЭС с реактором ВВЭР-1500 приведенным выше детерминистическим принципам с применением результатов ВАБ проведена на функционально-системном и элементном уровнях.

Анализ ДС, проведенный на функционально-системном уровне, показал, что на большинстве из ДС отсутствуют АП с повреждением активной зоны, которые реализуются при отказе только одной системы безопасности. Подавляющее число аварийных АП с ПЯТ реализуется при совместном отказе двух или более систем. В частности, АП, возникающие вследствие невыполнения функций отвода тепла через второй контур, реализуются при совместном отказе активных и пассивных систем отвода тепла по второму контуру. Другим примером являются АП с ПЯТ при течах из первого контура, которые возникают при совместном отказе активной системы аварийного охлаждения активной зоны и одной из пассивных систем.

Исключение составляют АП при течах из первого контура за пределы ЗО, которые реализуются при неизоляции течи (незакрытии локализирующей арматуры на аварийном трубопроводе). Следует, однако, отметить, что снижение частот таких АП достигается за счет применения принципа конструкционного разнообразия, в соответствии с которым предусмотрена установка на этих трубопроводах изолирующих задвижек различной конструкции: с пневмо- и электроприводами.

Качественная оценка безопасности на элементном уровне в проекте АЭС с реактором ВВЭР-1500 выполнена на основе анализа перечня минимальных сечений. Минимальные сечения представляют собой комбинации минимального числа базовых событий функционально-системных ДО и ДС, приводящие к ПЯТ. В состав минимальных сечений совместно с ИС могут входить независимые отказы, ООВ групп элементов систем важных для безопасности, ошибочные действия персонала и события, связанные с осуществлением мер по управлению запроектными авариями (например, использование временного резервирования для восстановления критических функций безопасности).

На качественном уровне анализ перечня минимальных сечений, в частности, позволяет сделать следующие выводы о влиянии различных факторов на безопасность АЭС с ВВЭР-1500:

– в составе минимальных сечений, определенных для полного перечня, отсутствуют минимальные сечения, содержащие дополнительно к ИС только один независимый отказ элемента систем безопасности или только одно ошибочное действие персонала, учет которых требуется в соответствии с ОПБ-88/97 [1]. Исключением является такое запроектное ИС, как катастрофический разрыв корпуса реактора, который непосредственно ведет к

повреждению активной зоны, но имеет очень низкую вероятность. Это показывает, что проект систем безопасности соответствует принципу единичного отказа, и в проекте обеспечена защита от ошибочных действий эксплуатационного персонала на должном уровне;

– в составе минимальных сечений отсутствуют минимальные сечения, содержащие ООВ одной группы однотипных элементов дополнительно к ИС. Это показывает, что в проекте предусмотрена достаточная защита от отказов по общей причине.

Анализ качественных результатов ВАБ на системно-функциональном и элементном уровне показывает, что концепция безопасности, принятая в проекте АЭС с реактором ВВЭР-1500, обеспечивает выполнение всех приведенных выше инженерных (детерминистических) принципов современной концепции глубокоэшелонированной защиты.

### **Количественная оценка безопасности**

Полученное в результате расчетов среднее значение общей частоты ПЯТ для рассматриваемых внутренних ИС при длительности послеаварийного периода 24 ч составляет  $2,8 \cdot 10^{-7}$  на реактор в год для режима работы энергоблока на мощности и  $5,3 \cdot 10^{-7}$  на реактор в год для режимов с остановленным реактором, что в сумме составляет  $8,2 \cdot 10^{-7}$  на реактор в год. Это ниже значения целевого показателя  $1,0 \cdot 10^{-6}$  на реактор в год, определенного в техническом задании на базовый проект АЭС с реактором ВВЭР-1500, и более чем в десять раз ниже значения целевого показателя –  $1 \cdot 10^{-5}$  на реактор в год, установленного в ОПБ-88/97 [1]. Такие результаты доказывают эффективность применяемых в базовом проекте новых проектных решений для достижения высокого уровня безопасности.

Для того чтобы сравнить уровень безопасности, достигнутый в проекте АЭС с ВВЭР-1500, с другими проектами на сопоставимой базе, была рассмотрена суммарная частота ПЯТ для проектных ИС, возникающих при работе энергоблока на мощности (без учета разрыва корпуса реактора). Такая база для сравнения выбрана из-за того, что ВАБ для этих проектов выполнены в различном объеме. Это сравнение дает следующие результаты:

- АЭС с ВВЭР-1500 -  $2,1 \cdot 10^{-7}$  на реактор в год;
- АЭС Тяньвань –  $3,3 \cdot 10^{-6}$  на реактор в год [10];
- АЭС Куданкулам –  $2,2 \cdot 10^{-7}$  на реактор в год [11];
- блок 1 Балаковской АЭС –  $3,6 \cdot 10^{-5}$  на реактор в год.

Таким образом, в проекте АЭС с ВВЭР-1500 получен уровень безопасности, сравнимый с АЭС Куданкулам и более высокий относительно других проектов АЭС в части защиты от внутренних ИС при работе энергоблока на мощности. Такое снижение частоты ПЯТ достигнуто за счет применения новых проектных решений.

Следует отметить, что результаты ВАБ базового проекта АЭС с ВВЭР-1500 получены для перечня ИС при работе энергоблока на мощности, расширенного по сравнению с перечнем ВАБ для действующих и вводимых в эксплуатацию энергоблоков с ВВЭР-1000. Расширение перечня обосновано результатами анализа обобщенных перечней ИС, опыта проведения ВАБ и опыта эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000, а также инженерным анализом энергоблока базового проекта с реактором ВВЭР-1500.

Сравнительный анализ результатов ВАБ, выполненного для АЭС с ВВЭР-1500, с результатами ВАБ для АЭС с реактором ВВЭР-1000 показал, что современные проектные решения оказывают существенное влияние на снижение вклада в частоту ПЯТ от отдельных категорий ИС, и как следствие, на значительное снижение этого вероятностного показателя безопасности по сравнению с АЭС, где такие мероприятия не внедрены. К этим проектным решениям, в частности, относятся следующие:

- применение в базовом проекте АЭС с реактором ВВЭР-1500 системы пассивного отвода тепла и установка изолирующих задвижек вместо обратных клапанов после быстродействующих запорно-отсечных клапанов БЗОК обеспечивают значительное снижение вклада от переходных процессов;

- применение в базовом проекте АЭС с реактором ВВЭР-1500 автоматических сигналов течи из первого во второй контур и введение по этим сигналам в действие систем безопасности (срабатывание аварийной защиты реактора, запуск систем аварийного расхолаживания ПГ и пассивного отвода тепла в режим расхолаживания, закрытие изолирующих задвижек на паропроводах и трубопроводах питательной воды аварийного парогенератора) значительно уменьшает вклад от течей из первого контура во второй контур;

- использование одного канала системы аварийного и планового расхолаживания первого контура для целей нормальной эксплуатации обеспечивает дополнительную защиту от отказов по общей причине. Применение этого решения совместно с использованием гидроемкостей второй ступени и системы пассивного отвода тепла позволяет снизить вклад от течей из первого контура внутри ЗО;

– применение изолирующих клапанов разной конструкции (с пневмо- и электроприводами) на каждой трубной проходке через ЗО обеспечивает снижение вклада от течей из первого контура за пределы ЗО.

По результатам анализов вкладов от ООВ и ошибочных действий персонала проведена оценка эффективности предусмотренных в проекте мер по защите от влияния таких событий и оценка эффективности использованных в проекте инженерных принципов безопасности. Анализ вкладчиков в частоту ПЯТ показал, что применение принципа функционального и конструктивного разнообразия в системах безопасности позволяет обеспечить глубокую защиту от отказов по общей причине, а применение пассивных систем и активных систем, не требующих для своего функционирования вмешательства персонала - от ошибочных действий персонала.

Результаты ВАБ показали, что в проекте АЭС с реактором ВВЭР-1500 получен более высокий уровень безопасности по сравнению с действующими АЭС, который полностью удовлетворяет жестким требованиям, предъявляемым к новым АЭС. Результаты ВАБ подтверждают, что в базовом проекте АЭС с реактором ВВЭР-1500 обеспечено выполнение всех основных инженерных принципов современной концепции глубокоэшелонированной защиты, включая принципы функционального и конструктивного разнообразия, защиты от ошибочных действий персонала, физического разделения и обеспечения более высокой надежности выполнения функций безопасности с большой частотой требований.

## **Список литературы**

1. «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», ОПБ-88/97, НП-001-97, Госатомнадзор России, 1997.
2. «Рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций уровня 1 для внутренних иницирующих событий», РБ-024-02, Госатомнадзор России, Москва, 2002.
3. «Основные рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций», РБ-032-02, Федеральная служба по атомному надзору, Москва, 2004.
4. «Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants». A report by the International Nuclear Safety Advisory Group/ Safety Series No.75-INSAG-3, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1988 (на английском языке).
5. «Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1.» INSAG-12. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1999 (на английском языке).

6. «European Utility Requirements for LWR Nuclear Plants», Revision C, April 2001 (на английском языке).

7. Swain, A.D., Guttman, H.E., «Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications», U.S. NRC, NUREG/CR-1278 (THERP) (на английском языке).

8. «Accident Sequence Evaluation Program. Human Reliability Analysis Procedure», U.S. NRC, NUREG/CR-4772, February 1987 (на английском языке).

9. Hannaman, G.W., Spurgin, A.J., and Fragola, J.R., «Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP)», NP-3583, Electric Power Research Institute, 1984 (на английском языке).

10. Ershov, G., Sobolev, A., «Plant Status and PSA of Tianwan NPP», International Workshop "Safety of VVER-1000 Nuclear Power Plants" 7-12 April 2003, Piešťany, Slovakia.

11. Mishra A., Chauhan A. Probabilistic Safety Assessment of KK-NPP. Proceedings of the 3rd International Conference on Reliability, Safety and Hazards ICRESH-05 Conference, Mumbai, India, December 2005, p.339-345