

СОВРЕМЕННЫЙ ПОДХОД К МЕТОДОЛОГИИ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

Ю.В. Швыряев

ФГУП «Атомэнергoproject», г. Москва



В статье дается краткое описание методологии вероятностного анализа безопасности (ВАБ), которая применяется в настоящее время для решения вопросов по безопасности при проектировании и эксплуатации атомных станций (АС) с реакторами ВВЭР.

Методология ВАБ включает общую вероятностную модель, описывающую возникновение аварийных состояний АС с превышением установленных пределов аварийных последствий, номенклатуру вероятностных показателей безопасности (ВПБ), определение основных задач, методик, подходов, баз исходных данных и компьютерных программ, необходимых для разработки детальных вероятностных моделей для определения полного множества аварийных состояний и проведения количественных расчетов ВПБ и подход оценки уровня безопасности на основе результатов ВАБ.

ВВЕДЕНИЕ

Атомные станции (АС) вследствие накопления в процессе эксплуатации значительных количеств радиоактивных продуктов и наличия принципиальной возможности выхода их при авариях за предусмотренные границы представляют собой источник потенциальной опасности или источник риска радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду. Степень радиационного риска прямо зависит от уровня безопасности АС, которая является одним из основных свойств АС, определяющих возможность их использования в качестве источников тепловой и электрической энергий.

В соответствии с «Общими положениями обеспечения безопасности атомных станций» ОПБ-88/97) [1] понятие (или термин) «Безопасность АС» определено как «свойство АС при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами».

На большинстве эксплуатируемых в настоящее время АС используются реакторы водо-водяного типа (ВВЭР, PWR). Как показывает мировой опыт, АС с такими реакторами представляют собой источники энергии, удовлетворяющие самым жестким экологическим требованиям в условиях их нормальной эксплуатации. Потенциальная опасность возникает при авариях, в процессе которых накопленные в тепловыделяющих элементах (ТВЭлах) и теплоносители 1-го контура радиоактивные продукты могут выходить за предусмотренные границы в количествах, превышающих установ-

ленные для нормальной эксплуатации пределы.

Аварии относятся к категории случайных событий, которые характеризуются размерами последствий и величинами вероятностей их реализации. Понятие аварии составляет фундаментальную основу безопасности, как внутреннего свойства АС, и определяет вероятностную природу этого свойства.

Вероятностная природа безопасности предопределяет использование вероятностных методов для проведения качественных и количественных оценок этого свойства.

АС представляют собой сложные человеко-машинные системы, обладающие рядом специфических особенностей, наличие которых определяет необходимость разработки на основе использования методов теории вероятностей и теории надежности, специальной методологии для проведения комплексных исследований и оценки безопасности таких объектов. Такой методологией является методология вероятностного анализа безопасности (ВАБ), в которой учитываются все специфические особенности АС, включая многообразие эксплуатационных состояний АС, многообразие конфигураций или структур важных для безопасности систем, многообразие режимов их использования и проведения технического обслуживания и ремонтов, многообразие видов и последствий отказов систем, оборудования, элементов и ошибочных действий эксплуатационного персонала по влиянию их на возникновение исходных событий аварий и выполнение заданных функций безопасности.

Методология ВАБ включает общую вероятностную модель, описывающую возникновение аварийных состояний АС с превышением установленных пределов аварийных последствий, номенклатуру вероятностных показателей безопасности (ВПБ), определение основных задач, методик, подходов, баз исходных данных и компьютерных программ, необходимых для разработки детальных вероятностных моделей для определения полного множества аварийных состояний и проведения количественных расчетов ВПБ и методику оценки уровня безопасности на основе результатов ВАБ.

Ниже излагается современный подход к методологии ВАБ АС, который является развитием методологии, изложенной в работе [2].

ОБЩАЯ ВЕРОЯТНОСТНАЯ МОДЕЛЬ АС

Общая вероятностная модель АС основывается на модели возникновения аварийных состояний АС с превышением установленных пределов аварийных последствий, в соответствии с которой отдельное аварийное состояние может возникнуть в интервале времени $[t, t+dt]$ при эксплуатации АС с условием, если оно не возникло до момента времени t и на интервале времени dt возникает исходное событие и не выполняются предусмотренные функции безопасности. Следует отметить, что АС рассматривается как невосстанавливаемый объект по отношению к приведенным выше аварийным состояниям (например, аварии на АЭС Три-Майл-Айленд и Чернобыльской АЭС).

Вероятность возникновения аварийного состояния в интервале времени $[t, t+dt]$ для отдельного ИС выражается следующей формулой:

$$dQ_{ij}(t, a) = \lambda_i(t) F_{ij}(t, t_p) P_{ij}(t) dt, \quad (1)$$

где $\lambda_i(t)$ – интенсивность i -ого ИС; $F_{ij}(t)$ – вероятность невыполнения j -той функции безопасности при возникновении i -того ИС; $P_{ij}(t, a)$ – вероятность того, что аварийное состояние не возникло до момента времени t .

Учитывая, что вероятность возникновения аварийного состояния, $Q_{ij}(t)$ связана с $P_{ij}(t)$ соотношением

$$Q_{ij}(t, a) = 1 - P_{ij}(t, a),$$

получим

$$\frac{dP_{ij}(t, a)}{P_{ij}(t, a)} = -\lambda_i(t)F_{ij}(t)dt. \quad (2)$$

Интегрируя выражение (2), на рассматриваемом интервале времени эксплуатации $[0, T]$, получим:

$$P_{ij}(T, a) = e^{-\int_0^T \lambda_i(t)F_{ij}(t)dt}. \quad (3)$$

Разлагая экспоненту в ряд Тейлора и ограничиваясь первым членом разложения, получим из (3) выражение для расчета вероятности возникновения аварийных состояний АС с определенным видом и размером аварийных последствий при i -том ИС в результате невыполнения j -той функции безопасности в виде:

$$Q_{ij}(T, a) = \int_0^T \lambda_i(t)F_{ij}(t)dt. \quad (4)$$

Обычно предполагается, что $\lambda_i(t) = \text{const}$ на рассматриваемом периоде времени эксплуатации АС. В этом случае получим:

$$Q_{ij}(T, a) = \lambda_i \int_0^T F_{ij}(t)dt. \quad (5)$$

$Q_{ij}(T, a)$ используются в качестве основных вероятностных показателей безопасности АС (ВПБ).

Следует отметить, что одинаковые по виду и размерам аварийные последствия могут возникать при реализации отдельных ИС вследствие невыполнения различных функций безопасности или могут возникать при реализации различных ИС вследствие невыполнения одинаковых функций безопасности.

Поэтому в качестве комплексных ВПБ могут использоваться вероятности реализации аварийных последствий определенного вида и размеров при возникновении отдельных ИС и суммарные по всем ИС вероятности таких аварийных последствий, значение которых определяются по формулам полных вероятностей:

$$Q_i(T, a) = 1 - \prod_{j=1}^{m_i} [1 - Q_{ij}(T, a)] \approx \sum_{j=1}^{m_i} Q_{ij}(T, a) \quad (6)$$

$$Q(T, a) = 1 - \prod_{i=1}^n [1 - Q_i(T, a)] \approx \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{m_i} Q_{ij}(T, a), \quad (7)$$

где $Q_i(T, a)$, $Q(T, a)$ - вероятности возникновения аварийных последствий определенного вида и размера $[a]$ на рассматриваемом интервале времени $[0, T]$ эксплуатации АС соответственно для отдельных и полных перечней ИС; m_i - число невыполнения аварийных состояний АС типа $[a]$, возникающих вследствие функций безопасности при i -ом ИС; n - число ИС.

Для АЭС с реакторами ВВЭР рассматриваются следующие основные виды аварийных последствий.

1. Повреждения ядерного топлива в активной зоне реактора (ПАЗ) и отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки (ПОЯТ). Размеры повреждений этих источников радиоактивности лежат в диапазоне от степени разгерметизации твэлов, соответствующей установленным в НТД для нормальной эксплуатации и аварийных условий пределам, до полного разрушения или расплавления ядерного топлива.

Следует отметить, что в разработанных к настоящему времени ВАБ для АЭС с ВВЭР в силу различных причин, связанных с недостатком времени и финансирования, а

также со значительными трудностями в выполнении анализов процессов при тяжелых авариях, необходимых для определения степени повреждения ядерного топлива, в качестве аварийных последствий рассматриваются полное разрушение или расплавление ядерного топлива при высоком или низком давлении в РУ без разрушения или с разрушением корпуса реактора.

2. Выбросы радиоактивных продуктов различных категорий и соответствующие им значения экспозиционных доз на окружающей АС территории в диапазоне от установленных для аварийных условий пределов доз на границе санитарно-защитной зоны до значений доз, которые могут быть созданы при выбросе в окружающую среду всех или большей части накопленных радиоактивных продуктов.

В качестве отдельной категории рассматриваются предельные аварийные выбросы, которые приводят к превышению установленных пределов доз на внешней границе зоны планирования защитных мероприятий.

В качестве комплексных ВПБ, наиболее полно характеризующих уровень безопасности АС, должны использоваться вероятностные распределения размеров аварийных последствий. Применение таких показателей обеспечивает детальные и реалистические оценки достигнутого при проектировании уровня безопасности АС. Применение в качестве комплексных ВПБ вероятностей реализации аварийных последствий определенных видов без дифференциации их по размерам может привести к консервативным оценкам уровня безопасности.

Для полной характеристики уровня таких свойств, как надежность и безопасность, кроме комплексных показателей для объекта в целом, необходимо использовать также показатели надежности для отдельных его частей или элементов. Определение таких показателей может быть выполнено на основе рассмотрения структуры комплексных ВПБ, которая отражена в формуле (5). Из этой формулы следует, что в качестве ВПБ могут быть использованы частоты ИС (λ_i) и показатели надежности выполнения функции безопасности, которыми являются вероятности возникновения аварийных последствий вследствие невыполнения функций безопасности на одно ИС (или на одно требование):

$$F_{ij}(T) = \frac{Q_{ij}(T, a)}{\lambda_i T} = \frac{1}{T} \int_0^T F_{ij}(t) dt, \quad (8)$$

где λ_i – число исходных событий i -ого типа на интервале времени $[0, T]$.

По существу $F_{ij}(T)$ представляет собой среднюю на интервале $[0, T]$ вероятность невыполнения j -ой функции безопасности. Следует отметить, что в ряде работ этот показатель некорректно трактуется как условная вероятность возникновения аварийных состояний.

СОДЕРЖАНИЕ МЕТОДОЛОГИИ ВАБ

Содержание методологии ВАБ составляет комплекс подходов, способов и методик для решения отдельных задач, необходимых для получения конечного результата, т.е. расчета значений ВПБ и проведения на основе полученных результатов комплексной оценки достигаемого при проектировании и эксплуатации уровня безопасности АС. Общие задачи ВАБ могут быть сформулированы из рассмотрения приведенных выше формул (5) – (8).

Из формул (6), (7) следуют задачи, одна из которых связана с определением числа ИС, n , а другая – с определением числа аварийных состояний АС, m_i , для каждого ИС.

Из формул (5), (8) следуют задачи, одни из которых связаны с определением значений частот ИС, λ_i , а другие – с определением значений вероятностей невыполне-

ния функций безопасности (ФБ), $F_{ij}(T)$, приводящих к возникновению аварийных состояний АС.

Из этих общих задач могут быть сформулированы следующие детальные задачи:

Задача 1. Выполнить анализ, отбор, классификацию и группировку ИС и разработать перечень ИС (т.е. определить число n), которые должны быть включены в ВАБ АС.

Методологическую основу решения этой задачи составляет определение понятия ИС, в соответствии с которым под иницирующими событиями понимаются такие события, которые либо непосредственно вызывают повреждения источников радиоактивности, либо могут привести к таким событиям в случае невыполнения функций безопасности, предусмотренных для предотвращения повреждений или ограничения их размеров.

В соответствии с этим определением ИС разделяются на два класса.

В класс 1 входят ИС, возникновение которых непосредственно приводит к превышению установленных пределов повреждения ИР и радиационных показателей безопасности АС. К этому классу для АС с ВВЭР относятся ИС с катастрофическими разрушениями корпуса реактора и коллекторов парогенераторов (ПГ).

Для таких ИС производится разработка вероятностно-прочностных моделей для расчета значений вероятностей или частот их реализации.

В класс 2 входят все остальные ИС, которые в зависимости от причин их возникновения разделяются на три категории:

- внутренние ИС – ИС, вызванные единичными или множественными отказами систем, оборудования, элементов или ошибочными действиями персонала АС;
- внутриплощадочные ИС – ИС, вызванные внутриплощадочными воздействиями (пожары, затопления, пароводяные струи, запаривание, биение трубопроводов, летящие предметы, взрывы горючих газов) в помещениях энергоблока или на площадке АС;
- внешние ИС – ИС, вызванные характерными для площадки АС внешними воздействиями природного (землетрясения, ураганы, смерчи, ливни, обледенение, снег, буран, высокие или низкие температуры, паводки и т.п.) или техногенного (аварии на воздушном, наземном, водном транспорте, аварии на магистральных трубопроводах, аварии на промышленных предприятиях и т.п.) происхождения.

Одной из основных задач при анализе и отборе ИС является составление полного перечня внутренних ИС, для которых в последующем разрабатываются ДС и которые используются при проведении анализов внутриплощадочных и внешних воздействий.

В соответствии с приведенным выше определением ИС в перечень включаются все единичные или множественные отказы систем, оборудования, элементов или ошибочные действия персонала АС, возникновение которых приводит к необходимости выполнения одной или нескольких функций безопасности или к автоматическому (или персоналом) введению в действие одной или нескольких систем безопасности.

Методической основой для составления таких полных перечней ИС является составление детализированных перечней ФБ и перечней систем, которые могут выполнять каждую из них, определение структуры систем, сигналов на введение их в действие и критериев их успешного функционирования, проведение последовательного систематического анализа отказов отдельных элементов и оборудования 1-го и 2-го контуров, элементов и оборудования, связанных с 1 контуром систем, систем электроснабжения, вентиляции, систем отвода тепла к конечному поглотителю и других важных для безопасности систем и оборудования. Проведение такого систематического анализа основывается на анализе опыта эксплуатации рассматриваемой и/или аналогичной АС, проведении анализов надежности систем, оборудования и элемен-

тов, или на использование результатов уже разработанных ВАБ для аналогичных АС, а также рекомендаций МАГАТЭ [3].

Полный перечень ИС может содержать большое число событий, среди которых можно выделить ряд ИС, которые характеризуются одинаковым набором ФБ, одинаковой конфигурации СБ и одинаковыми критериями успешного выполнения ФБ (критерии успеха). С целью сокращения количества разрабатываемых вероятностных моделей (ВМ) такие ИС объединяются в отдельные группы, каждая из которых характеризуется суммарной по всем входящим в нее отдельным ИС значением частоты реализации и для каждой из которых разрабатывается отдельная ВМ для определения множества конечных состояний АС.

Перечень групп ИС и значения частот реализации каждой группы используются для разработки ВМ и расчета значений ВПБ.

Задача 2. Разработать для каждой группы ИС вероятностные модели для определения полных множеств возможных конечных состояний $\{m_i\}$, включая состояния без превышения установленных пределов повреждения источников радиоактивности (ПИР) и аварийные состояния с превышением установленных пределов ПИР, и определить на функционально-системном уровне состав и структуру функции $F_{ij}(t)$.

Методической основой для разработки ВМ является методология деревьев событий (ДС), использование которой предполагает выполнение следующих последовательных этапов:

- 1) характеристика группы ИС и описание последовательности проектного функционирования систем и действий персонала, обеспечивающих предотвращение ПИР;
- 2) описание основных предположений и ограничений, принятых при разработке ДС;
- 3) определение набора ФБ и структуры систем, которые могут выполнять каждую из них при рассматриваемом ИС; определение для каждой системы способов управления (автоматическое или оператором), управляющих сигналов и критериев успешного выполнения заданных ФБ;
- 4) формирование таблицы и построение графа ДС с учетом причинно-следственного и временного принципов;
- 5) определение видов конечных состояний (КС) аварийных последовательностей (АП); описание АП без превышения и с превышением пределов ПИР и АП, для которых требуется разработка дополнительных трансферных ДС;
- 6) определение задач для выполнения анализов надежности систем, моделирования ошибочных действий персонала и разработки интегральной вероятностной модели АС в целом; определение этих задач основывается на рассмотрении состава так называемых функциональных минимальных сечений ДС, которые представляют собой события с реализацией отдельных АП вследствие невыполнения одной или нескольких ФБ или отказов одной или нескольких систем, или ошибочных действий персонала.

Задача 3. Разработать модели надежности систем по отношению к отказам, связанным с невыполнением заданных ФБ для определения на элементном уровне состава функций $F_{ij}(t)$ и последующего расчета значений $F_{ij}(T)$. Основой для разработки моделей надежности систем является методология деревьев отказов (ДО), которая предусматривает выполнение следующих этапов:

- 1) составить из анализа ДС полный перечень систем, для которых должны быть выполнены анализы надежности и разработаны ДО;
- 2) составить на основе анализа проектно-конструкторской и эксплуатационной документации описание каждой системы в объеме, необходимом и достаточном для выполнения анализов надежности, включая описание технологических и/или струк-

турных схем с определением границ системы и выделением отдельных каналов, способных выполнять в определенном объеме функции системы в целом, и общих для нескольких каналов частей; описание компоновочных решений с характеристикой предусмотренных в проекте мер по защите от зависимых отказов вследствие внутрисплощадочных и внешних воздействий; описание состояния и режимов функционирования при нормальной эксплуатации и возникновении ИС с определением времени, в течение которого требуется работа системы в послеаварийный период; описание способов управления (автоматически или персоналом) и управляющих сигналов; описание связей с обеспечивающими и управляющими системами, от которых зависит работа данной системы; описание процедур технического обслуживания и ремонтов;

3) выполнить декомпозицию системы, разделив ее на отдельные структурные единицы (каналы или части), для которых разрабатываются самостоятельные ДО. Каждую структурную единицу разбить на отдельные элементы и составить окончательные структурные схемы для анализа надежности;

4) сформулировать, основываясь на определении критериев успеха, понятия отказов системы в целом и понятия отказов для ее отдельных структурных единиц, которые используются затем в качестве верхних событий соответствующих ДО;

5) определить для каждого элемента с учетом условий функционирования, технического обслуживания и восстановления работоспособности присущие ему виды отказов и выполнить оценку влияния отказов на работоспособность структурных единиц и системы в целом; для каждого вида отказов должны быть определены показатели надежности; виды отказов элементов совместно с их показателями надежности используются затем в качестве первичных или базовых событий при построении ДО;

6) выполнить анализ зависимостей, составить матрицы межсистемных и межэлементных зависимостей; определить отказы по общей причине и отказы общего вида (ООП), выбрать параметрические модели для ООП и определить способы моделирования ООП на ДО; в зависимости от применяемых компьютерных программ возможно представление ООП в явном или в неявном виде; при использовании первого способа события с ООП вводятся непосредственно в граф ДО в качестве первичных или базовых событий; при использовании второго способа [4] моделирование ООП производится путем формирования групп элементов, подверженных таким отказам, задания признаков этих групп и последующей автоматической генерации дополнительных минимальных сечений с ООП; в качестве параметрических могут быть использованы модели α - или β -факторов, модель множественных греческих букв (MGL), биномиальная модель, модель Атвуда [5, 6];

7) выполнить анализ ошибочных действий персонала при проведении технического обслуживания и ремонтов, при управлении системами в период выполнения ими заданных функций после возникновения ИС, составить перечень таких действий и определить значения вероятностей их реализации; ошибочные действия персонала используются затем в качестве базовых событий при построении ДО;

8) по результатам этапов 4–7 построить графы ДО для структурных единиц и системы в целом с использованием методологии, изложенной в работах [2, 7].

Задача 4. Разработать модели надежности персонала и определить значения вероятностей ошибочных действий персонала, приводящих к возникновению ИС и невыполнению ФБ. Решение этой задачи предусматривает выполнение следующих этапов.

1). Составить по результатам решения задач 1,2,3 детальные перечни ОП. Произвести классификацию ОП, разделив их на три категории:

- ОП, приводящие к возникновению ИС;

- предаварийные ОП, приводящие к неготовности СБ вследствие ошибочных действий при проведении технического обслуживания и ремонтов;

- послеаварийные ОП, приводящие к невыполнению ФБ вследствие ошибочных действий при управлении СБ после возникновения ИС.

2). Выполнить анализ эксплуатационной документации и определить условия, влияющие на выполнение персоналом требуемых действий, включая наличие и качество инструкций, располагаемое время для выполнения отдельных действий, уровень стресса, уровень подготовки, состав группы и взаимодействие между ее членами и другие влияющие на выполнение действий факторы.

3). Выбрать с использованием [8, 9, 10] модели и выполнить расчеты вероятностей ОП.

Задача 5. Сформировать на основе анализа опыта эксплуатации, данных разработчиков и изготовителей оборудования, результатов расчетов по моделям надежности систем и вероятностно-прочностным моделям надежности оборудования базы данных по значениям частот ИС и показателям надежности элементов и оборудования.

Задача 6. Разработать с использованием результатов по задачам 1 – 5 интегральную вероятностную модель АС и выполнить количественные расчеты ВПБ, анализы неопределенностей, значимости и чувствительности.

Задача 7. Выполнить на основе результатов ВАБ всестороннюю, комплексную качественную и количественную оценку достигнутого при проектировании или эксплуатации уровня безопасности АС, включая оценку степени соответствия АС инженерным принципам современной концепции глубокоэшелонированной защиты [11], оценку соответствия полученных значений ВПБ целевым значениям, приведенным в п.п. 1.2.17 и 4.2.2 ОПБ-88/97 [1], оценку эффективности новых проектных решений или уже реализованных мероприятий по модернизации и разработать дополнительные мероприятия для повышения уровня безопасности АС.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, ОПБ-88/97, НП-001-97. - Госатомнадзор России, 1997.
2. Швыряев Ю.В. и др. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения. – М.: Ядерное общество, 1992. - 266 с.
3. Defining Initiating Events for the Purpose of Probabilistic Safety Assessment. IAEA TECDOC-719, Vienna, Austria, 1994.
4. RISK SPECTRUM, User's Manual, Version 2.1, Relkon Teknik AB, Box 1288, S-172 25 Sundbyberg, Sweden, April 1994.
5. Guidelines on modeling common-cause failures in probabilistic risk assessment. NUREG/CR-5485, November 1998, USA.
6. Procedures for conducting common cause failure analysis in probabilistic safety assessment. IAEA-TECDOC-648, May, 1992, IAEA.
7. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Fault Tree Handbook, Rep. NUREG-0492, Washington, DC (1981).
8. Swain A.D., Guttman H.E. Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, Sandia Natl. Labs, Albuquerque, NM, 1983.
9. Hannaman G.W., Spurgin A.J. and Fragola J.R. Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP), NP-3583, Electric Power Research Institute, 1984.
10. IAEA Safety Series 50-P-10, "Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants," 1995.
11. INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 75-INSAG-3 (IAEA, Vienna 1999).

Поступила в редакцию 4.12.2003

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.524.46

Industrial Heavy-Water Reactor Technology Creation Experience and Development Prospects \V.V. Petrunin; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 14 pages, 4 illustrations, 5 tables. – References, 7 titles.

The development of heavy-water reactor technology is presented in the report. The distinctive features of industrial heavy-water reactors and the introduction stages of radioactive isotopes fabrication at L-2 reactor are given. The concept of new heavy-water industrial reactor is presented. New HWR creation economic efficiency is analysed. Multiversion calculation of HWR economics was performed by Ail-Russian method using the certified TEO-INVEST code, developed by Russian Academy of Science Institute of Management Problems. Calculation results allowed making a conclusion that at the present level of world prices for isotope products the investment project of new HWR has high profitability and payback indices. The predicted increase of the world prices for isotope products caused by the demand rise allows additionally to improve project characteristics and to increase its stability to financial risks.

УДК 621.039.58

The Modern Approach to Methodology of Probabilistic Safety Analysis \Yu.V. Shvyryaev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages. – References, 11 titles.

The brief description of probabilistic safety analysis (PSA) methodology which is used in present time for the development of the safety decisions at the designing and operation nuclear power plants (NPP) with WWER reactors.

PSA methodology includes the common probabilistic model describing the arising of NPP accident states exceeding the setting value of limiting accident consequences, list of the probabilistic safety indicators (PSI), the definition of basic tasks, methods, approaches, data base and computer codes to define full population of accident states and to perform PSI quantification and the approach for complex qualitative and quantitative estimation of safety level based on PSA results.

УДК 621.317

Magnetic Inspection of Pipelines in Industrial Water-Supply of NPPs \A.A. Abakumov, A.A. Abakumov (junior), E.A. Kasatov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 8 illustrations, 1 table. – References, 2 titles.

The physical principles of magnetic methods of inspection of pipelines is reviewed. The main notice is given to problems of magnetic introsopes construction. The construction, principle of operation and performances of magnetic introsopes for external inspection of pipelines in industrial water-supply of NPPs is depicted.

УДК 621.039.53

The analysis of temperature distribution in front of a shock wave in metals \A.I. Trofimov, M.A. Trofimov, V.V. Hudasko; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 9 titles.

Theoretical research of distribution of temperature in front of a shock wave in metals with the account convection, heat conductivities of a atomic lattice and electrons, an exchange of energy between a atomic lattice and electrons for a substantiation of a noncontact method of measurement of the intense status of metal of designs of the atomic power station is carried out on the basis of the phenomenon of occurrence EMF at shock loadings