

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС-2006, ПРОЕКТИРУЕМОЙ ДЛЯ ПЛОЩАДКИ НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

*Швыряев Ю.В., Морозов В.Б., Токмачев Г.В., Байкова Е.В., Чулухадзе В.Р., Федулов М.В.
(ОАО «Атомэнергопроект», г. Москва)*

В проекте АЭС-2006, который относится к Поколению 3+ АЭС с легководяными реакторами под давлением, реализованы решения, направленные на существенное повышение безопасности и улучшение технико-экономических показателей по сравнению с действующими АЭС с ВВЭР-1000.

Вероятностный анализ является инструментом, позволяющим комплексно оценить безопасность АЭС как целостного объекта и показать, что уровень безопасности совокупных мер, реализуемых на проектной стадии, достаточно высок. Вероятностный анализ уровня 1 и 2 для внутренних иницирующих событий разработан в составе проектной документации АЭС-2006 для условий площадки Нововоронежской АЭС в соответствии с требованиями нормативных документов [1-3]. Основная цель его разработки состояла в комплексной качественной и количественной оценке уровня безопасности блока АЭС, подтверждении его соответствия вероятностным целевым показателям [1] и технического задания на разработку проекта, а также в выявлении факторов, вносящих наибольший вклад в количественные показатели безопасности блока.

Требования к проекту АЭС-2006. В соответствии с ОПБ-88/97 в качестве одного из вероятностных показателей безопасности рассматривается вероятность тяжелых запроектных аварий, которая не должна превышать $1 \cdot 10^{-5} \cdot \text{год}^{-1}$. Однако в Техническом задании на разработку проекта АЭС-2006 для условий площадки Нововоронежской АЭС эксплуатирующая организация ОАО «Энергоатом» установила значительно более жесткое требование, а именно, вероятность тяжелого повреждения активной зоны для всех эксплуатационных режимов должна быть менее $1 \cdot 10^{-6} \text{ год}^{-1}$. Это положение ужесточает не только отечественные, но и современные международные требования для новых АЭС.

В соответствии с ОПБ-88/97, в качестве вероятностного показателя безопасности, наиболее комплексно характеризующего воздействие АЭС на окружающую среду, рассматривается предельный аварийный выброс основных дозообразующих радионуклидов, который не должен превышать $1 \cdot 10^{-7} \text{ год}^{-1}$. Техническим заданием на разработку проекта АЭС-2006 подтверждена необходимость применения этого вероятностного критерия.

Кроме того, следует назвать и частные вероятностные требования к проекту АЭС-2006: должна быть обеспечена низкая чувствительность к потере электроснабжения от энергосистемы - установленные ориентиры вероятностных показателей безопасности должны быть достигнуты при потере электроснабжения от энергосистемы с интенсивностью не менее $0,2 \text{ год}^{-1}$; частота разрыва корпуса реактора не должна превышать $1 \cdot 10^{-7} \text{ год}^{-1}$.

К экономичности проекта АЭС-2006 также предъявляются жесткие требования. Следствием этого является рассмотрение в вероятностном анализе плановых ремонтов систем безопасности при работе энергоблока на мощности вместо обычного подхода к их ремонту в режимах с остановленным реактором, а также вероятностная оценка как годичной, так и более эффективной двухгодичной топливной кампании.

Особенности проекта АЭС-2006 для условий площадки Нововоронежской АЭС. Достижение высокого уровня безопасности основывается на функциональном и конструктивном разнообразии, а также разнообразии режимов работы и/или эксплуатационных состояний резервированных элементов и систем безопасности. В частности, разнообразие активных и пассивных систем безопасности реализовано для отвода остаточного энерговыделения от реактора, в том числе и при течах теплоносителя, и поддержания запаса теплоносителя в активной зоне при течах из первого контура. Функциональное и конструктивное разнообразие систем безопасности обеспечит глубокую защиту от отказов по общей причине, пассивные системы, не требующие для своего функционирования вмешательства персонала, явятся надежной защитой от его ошибочных действий.

Надежность выполнения функций безопасности зависит от длительности послеаварийного периода времени, в течение которого блок приводится в стабильное безопасное состояние. Важной особенностью проекта является предусмотренная принципиальная возможность работы в течение неограниченного времени систем, отводящих тепло от активной зоны реактора.

Для выполнения функций безопасности предусмотрены пассивные устройства:

- замкнутые контуры естественной циркуляции теплоносителя второго контура с воздушными конденсаторами и устройствами регулирования нагрузки прямого действия на каждом парогенераторе. Эта система может неограниченно долго отводить тепло от парогенераторов к окружающему воздуху;
- гидроемкости первой ступени;
- гидроемкости второй ступени с нормированием расхода. Накопленный в гидроемкостях объем воды обеспечит аварийный залив активной зоны реактора в течение как минимум 24 ч

без ввода в действие активных систем аварийной подпитки при течах первого контура размером до эквивалентного полному разрыву главного циркуляционного трубопровода;

- система создания разрежения в межбололочном пространстве, совмещенная с фильтром глубокой очистки;
- система каталитического сжигания водорода в атмосфере защитной оболочки;
- система улавливания и охлаждения топливного расплава, расположенная в пространстве под корпусом реактора.

Пассивные системы могут самостоятельно выполнять все функции безопасности без активных систем и вмешательства оператора, по крайней мере, в течение 24 ч. Они способны функционировать даже в случае полной потери электроснабжения собственных нужд АЭС, включая аварийные источники переменного тока.

Помимо пассивных систем, те же функции безопасности могут независимо выполнять активные каналы. В проекте принята двухканальная структура активных систем безопасности, причем каждый канал может выполнять функции системы с эффективностью 100 %. При этом обеспечивается внутреннее резервирование основных активных элементов каждого канала и соответствие проекта принципу единичного отказа.

Характер действия активных систем безопасности традиционен. В то же время проектом предусмотрен принцип совмещения функций нормальной эксплуатации и функций безопасности для отдельных систем, когда часть оборудования или каналов систем безопасности непрерывно функционирует, а другое оборудование или каналы находится в режиме ожидания при работе блока на мощности. При этом большая часть оборудования (насосов, арматуры и др.) работающих каналов уже находится в состоянии, которое требуется для выполнения функций безопасности при возникновении аварийных ситуаций. Поэтому в случае возникновения аварийной ситуации специального переключения не требуется. Такое решение позволяет повысить уровень готовности систем безопасности за счет исключения скрытых отказов оборудования и обеспечить дополнительную защиту от отказов по общей причине за счет разнообразия режимов использования однотипного оборудования (различные доаварийные режимы работы и различное исходное состояние оборудования).

Объем вероятностного анализа безопасности на стадии разработки технического проекта. Нормативными требованиями [4] установлено, что для получения лицензии на сооружение ядерной установки (блока АЭС) необходим вероятностный анализ безопасности уровня 1. Вероятностный анализ безопасности блока АЭС уровня 2, уточненный по результатам ввода в эксплуатацию, требуется для получения лицензии на эксплуатацию. Однако уже на настоящей стадии было решено выполнить вероятностные анализы обоих уровней для того, чтобы использовать их результаты на наиболее ранней стадии разработки проекта, а значит и в наиболее эффективном виде.

В соответствии с методологией, разработка вероятностного анализа представляет собой итерационный процесс. На стадии технического проекта любой анализ является предварительным, а его объем и глубина зависят от готовности и полноты исходной информации по проекту АЭС и расчетного обоснования безопасности при запроектных и, в том числе, тяжелых авариях и оценке их радиационных последствий. Поэтому модели ВАБ уровня 2 были разработаны с учетом исходных данных об аналогичных проектах новых АЭС с ВВЭР. В свою очередь, результаты, полученные при разработке настоящего вероятностного анализа уровня 2, будут использованы при составлении перечня запроектных аварий и сценариев расчетного обоснования на стадии рабочего проектирования и подготовки окончательного отчета по обоснованию безопасности.

Вероятностный анализ уровня 1 и 2 разработан для внутренних иницирующих событий. В рамках анализа уровня 1 обсуждаются все исходные состояния энергоблока, уровня 2 – только работа энергоблока на мощности до возникновения иницирующего события. В качестве источника радиоактивности рассмотрено ядерное топливо в активной зоне реактора.

Для вероятностного анализа разработана расчетная интегральная модель, включающая комплекс логически связанных между собой элементов, таких как дерево событий, отказов, а также базу данных о показателях надежности элементов, параметрам моделей отказов общего вида, частоте иницирующих событий и вероятности ошибочных действий персонала. Для разработки модели и расчета использовано программное средство Risk Spectrum PSA Professional [5], аттестованное надзорным органом.

Результаты вероятностного анализа безопасности. Анализ был выполнен для нескольких вариантов. Среди варьируемых факторов рассматривали время непрерывной работы энергоблока между перегрузками топлива (один или два года), режимы, в которых проводятся плановые ремонты систем безопасности (работа энергоблока на мощности или остановленный реактор), продолжительность работы систем во время аварии (24 ч или более) и др. В настоящей статье представлены результаты для экономически обоснованного варианта с проведением плановых ремонтов оборудования систем безопасности в режиме работы энергоблока на мощности. Для сравнения полученных показателей с результатами вероятностного анализа, выполненного для других АЭС, приведены оценки для варианта с годичным периодом между перегрузками ядерного топлива и 24-часовым временем работы систем безопасности после возникновения инициирующего события.

Средняя суммарная вероятность повреждения активной зоны для всех рассматриваемых внутренних инициирующих событий и всех режимов эксплуатации, включая режимы останова, составила с учетом разрыва корпуса реактора и коллектора парогенератора при длительности послеварийного периода 24 ч $6,1 \cdot 10^{-7}$ год⁻¹, без учета - $4,3 \cdot 10^{-7}$ год⁻¹. Наибольший вклад в суммарную вероятность повреждения активной зоны вносят стояночные режимы с частичной или полной перегрузкой ядерного топлива и внеплановые остановки блока для проведения ремонта петель первого контура (табл. 1). Это объясняется необходимостью управляющих действий персонала вследствие отсутствия автоматических сигналов на включение систем безопасности и значительным консерватизмом, который был принят для стояночных режимов из-за недостаточного объема теплогидравлических анализов, выполненных к настоящему времени.

Значительный вклад вносят запроектные аварии с катастрофическим разрывом корпуса реактора (частота $1 \cdot 10^{-7}$ год⁻¹) и коллекторов парогенераторов (частота $8 \cdot 10^{-8}$ год⁻¹). Это может быть объяснено большой степенью консерватизма оценки частот таких событий. Поэтому такие анализы необходимо выполнить с применением методов улучшенной оценки. Остальные инициирующие события, вносящие наибольший вклад в вероятность повреждения активной зоны при работе блока на мощности и в режимах с остановленным реактором, приведены в табл. 2.

Результаты вероятностного анализа уровня 2, систематизированные в табл. 3, позволяют сделать вывод, что требования к проекту АЭС-2006 по вероятности превышения предельного аварийного выброса выполняются со значительным запасом ($1,8 \cdot 10^{-8}$ против $1 \cdot 10^{-7}$ год⁻¹ по нормативным требованиям). Кроме того, основной вклад в этот вероятностный показатель безопасности вносят последовательности, при которых защитные меры могут не

потребуется в течение 3 сут и более, т. е. аварийные сценарии с поздним отказом защитной оболочки. При таких авариях сохраняется возможность эффективного применения мер по защите населения.

Таблица 1. Оценка вероятности повреждения активной зоны для всех режимов эксплуатации блока

	Вероятность повреждения активной зоны за год	Вклад в вероятность повреждения активной зоны, %
Суммарная частота повреждения:		
с учетом запроектных аварий	$6,1 \cdot 10^{-7}$	100
без учета запроектных аварий	$4,3 \cdot 10^{-7}$	70
Останов:	$8,5 \cdot 10^{-8}$	13
внеплановый		
плановый с перегрузкой	$2,2 \cdot 10^{-7}$	36
Режимы работы на мощности	$1,3 \cdot 10^{-7}$	21
Запроектные аварии	$1,8 \cdot 10^{-7}$	30

Таблица 2. Распределение вклада в вероятность повреждения активной зоны

Иницилирующее событие	Вклад в вероятность повреждения активной зоны, %
Работа блока на мощности	
Малая течь теплоносителя из первого контура во второй	12
Малая течь теплоносителя первого контура (20<Ду<150 мм)	7
Потеря нормального отвода тепла	6
Потеря технического водоснабжения	5
Малая течь из второго контура	4
Обесточивание совместно с течью паропроводов в отсекаемой части	2
Разрыв трубки парогенератора при разрыве паропровода	2
Большая течь теплоносителя первого контура (279<Ду<850 мм)	38
Обесточивание	16
Другие иницилирующие события	8
Стояночные режимы эксплуатации блока	
Падение тяжелых грузов	15
Частичное обесточивание	5
Течь теплоносителя первого контура внутри защитной оболочки	5
Течь из первого контура за пределы защитной оболочки	4
Течь из первого контура во второй	3
Нарушение баланса реактивности	3
Нарушение отвода тепла от активной зоны через первый контур	41
Обесточивание	16
Другие иницилирующие события	8

Таблица 3. Результаты анализа предельных аварийных выбросов

Предельный выброс	Последствия	Средняя вероятность, год ⁻¹	Вклад в суммарную вероятность, %
Выброс радионуклидов, содержащихся в теплоносителе, и газообразных продуктов деления через неплотную защитную оболочку (плавление ядерного топлива отсутствует)	Возможно превышение предельного аварийного выброса	$4,01 \cdot 10^{-12}$	0,02
Выброс радионуклидов через байпас защитной оболочки или неплотную защитную оболочку при авариях с плавлением ядерного топлива с момента начала аварии в течение, ч:			
24	Значительное превышение предельного аварийного выброса. Экстренная эвакуация в течение 1 сут после начала аварии населения, проживающего за пределами зоны планирования мероприятий по обязательной эвакуации	$1,64 \cdot 10^{-9}$	9,25
24-50	То же. Экстренная эвакуация в течение 2 сут	$6,79 \cdot 10^{-10}$	3,83
72-96	Превышение предельного аварийного выброса	$1,54 \cdot 10^{-8}$	86,89
Суммарное значение		$1,77 \cdot 10^{-8}$	100

Проблемы, решенные при разработке вероятностного анализа безопасности для проектов новых АЭС. При вероятностном анализе безопасности проектов новых АЭС были выявлены важные проблемы методологического характера, которые не были значимыми при анализе действующих сейчас АЭС. Среди них следует отметить моделирование отказов общего вида многоканальных систем со сниженным влиянием факторов общности и увеличенного интервала работы систем при аварии (более 24 ч после возникновения инициирующего события), а также оценку вероятности вывода оборудования систем безопасности во внеплановый ремонт, эксплуатирующихся в соответствии с новыми регламентными требованиями.

Отказ общего вида является частным случаем отказа по общей причине. Согласно определению это зависимый отказ группы из нескольких элементов, происходящий одновременно или в течение короткого промежутка времени (т.е. почти одновременно) вследствие воздействия одной общей причины. Основной способ уменьшения вклада отказов общего вида в вероятностные показатели безопасности АЭС на проектной стадии заключается в исключении или снижении влияния факторов общности (т.е. связывающих механизмов, которые способствуют распространению действия коренных причин на группу резервированных элементов). Один из подходов, снижающих влияние факторов общности, заключается в использовании разнообразия состояний элементов систем безопасности, составляющих резервированную группу, до возникновения инициирующего события.. В новых проектах АЭС с ВВЭР такая конфигурация характерна для каналов систем, в которых часть насосов постоянно работает до начала аварии и длительное время выполняет ту же функцию, что и в аварийных условиях. Другая часть насосов такой резервируемой группы находится в режиме ожидания в доаварийный период и включается в работу по аварийным сигналам.

Следует отметить, что метод моделирования отказов общего вида для групп однотипных резервированных элементов, находящихся в различных эксплуатационных состояниях в режиме нормальной эксплуатации, в мировой практике не разработан. Поэтому был использован следующий подход. Для количественной оценки эффекта от проектных решений, направленных на снижение влияния факторов общности на вероятность возникновения отказов общего вида, все группы элементов, потенциально подверженные таким отказам, разбиваются на две категории. В качестве групп резервированных элементов,

в максимальной степени подверженных воздействию отказов общего вида, при разработке вероятностного анализа рассматриваются:

- идентичные по конструкции элементы, расположенные на одной и той же технологической позиции в различных каналах одной и той же системы безопасности, находящиеся в одинаковом режиме при нормальной эксплуатации и одинаковым образом изменяющие свое состояние при возникновении иницирующего события;
- резервированные группы из идентичных элементов, расположенных в одном помещении и относящихся к одной системе нормальной эксплуатации.

Для элементов, удовлетворяющих приведенным условиям, используются параметрические модели отказов общего вида, обобщенные данные для которых приведены в [6, 7].

Группы однотипных резервированных элементов, для которых проектными мерами исключены основные факторы общности, моделируются с использованием параметрических моделей отказов общего вида с пониженными значениями их параметров. В частности, к таким группам относятся идентичные элементы разных каналов одной системы безопасности, находящиеся в разных состояниях (положениях) при нормальной эксплуатации, но в одинаковых состояниях (положениях) после возникновения иницирующего события.

Для получения количественной оценки параметров модели отказов общего вида указанных групп необходимо использовать исходные данные, отличающиеся максимальной степенью обобщения. В качестве таких были выбраны параметры модели α -фактора, приведенные в отчете [7]. Для большей универсальности метода эти параметры были пересчитаны в параметры биномиальной модели, которые остаются неизменными для групп любой размерности. Было принято, что отказы общего вида элементов с неполным набором факторов общности могут произойти в результате особых воздействий, связанных с возникновением аварийного режима при невыявленной ошибке проекта. Для такого отказа общего вида оценен параметр модели β -фактора, характеризующий условную вероятность особых воздействий для указанных групп элементов.

Для новых проектов АЭС большое значение имеет выбор времени работы систем во время аварии. Как правило, для действующих АЭС, указанный интервал ограничен 24 ч после возникновения иницирующего события. В новых проектах применены пассивные системы отвода тепла и залива активной зоны (гидроемкости второй ступени), что позволило существенно снизить вероятность тяжелого повреждения активной зоны на данном интервале времени. Однако время эффективной работы упомянутых систем при авариях с

течами теплоносителя первого контура ограничено, например, запасом воды в гидроемкостях второй ступени. Поэтому требовалось показать, что увеличение послеаварийного времени не приведет к существенному изменению полученных для 24 ч вероятностных показателей безопасности. Для достижения указанной цели был разработан специальный метод, позволяющий моделировать аварийные последовательности за пределами указанного времени с учетом всех участвующих в преодолении аварии систем АЭС. При определении вероятности повреждения активной зоны на расширенном интервале времени учитываются наиболее эффективные корректирующие меры, позволяющие возобновить неограниченное по времени выполнение функций безопасности в рассматриваемых условиях, например, подключение дополнительных систем, восстановление оборудования и др., и оценивается вероятность их успешной реализации.

Применение этого подхода при обосновании безопасности АЭС показало, что в случае увеличения времени работы систем при аварии свыше 24 ч учет только одной из возможных корректирующих мер позволяет ограничить относительное увеличение вероятности повреждения активной зоны $1,5 \cdot 10^{-7}$ год⁻¹.

К числу методологических вопросов, решение которых было необходимо для корректного учета в вероятностном анализе особенностей как проекта АЭС-2006, так и других новых АЭС с ВВЭР, относится оценка вероятности событий с выводом во внеплановый ремонт оборудования каналов систем безопасности. Следует учесть, что для достижения данной цели невозможно использовать прямые статистические данные эксплуатирующихся блоков по следующим причинам: различны структура и конфигурация систем безопасности, например, число каналов систем безопасности; различны режимы работы систем и проведения испытаний. В соответствии с проектными решениями часть систем безопасности второй очереди Нововоронежской АЭС выполняет также функции нормальной эксплуатации, и работоспособность каналов проверяется посредством их циклического включения в работу.

Таким образом, вероятности событий с выводом во внеплановый ремонт каналов систем безопасности необходимо определять расчётно-аналитическим путем на основе статистических данных по показателям надежности элементов действующих АЭС, являющихся аналогами для применяемого в проектах оборудования. На стадии выполнения вероятностного анализа безопасности был разработан подход, позволяющий учесть особенности новых проектов. Данный подход предполагает рассмотреть полный эксплуатационный цикл оборудования, т.е. наряду с режимом ожидания он учитывает время, в течение которого часть оборудования каналов систем безопасности находится в работе.

Выводы. Результаты вероятностного анализа уровня 1 и 2 показывают высокий уровень безопасности АЭС-2006, проектируемой для Нововоронежской площадки. Экспертиза надзорного органа установила, что вероятностный анализ уровня 1 выполнен на приемлемом техническом уровне. Результаты экспертизы позволили сделать вывод об отсутствии недостатков, препятствующих его сооружению. Вместе с тем, справедливо указано, что анализ требует доработки вследствие незавершенности проекта (отсутствие проекта систем контроля и управления, достаточной доказательной базы проектных решений в части детерминистического анализа безопасности), неполноты объема исследования вероятностного анализа (ограничение внутренними иницирующими событиями) и др. Учет замечаний экспертизы несомненно приведет к повышению качества анализа безопасности.

По результатам вероятностного анализа уровня 1 можно сделать вывод о том, что высокий уровень безопасности (низкие вероятностные показатели безопасности) достигнут благодаря таким проектным решениям, как:

- система пассивного отвода тепла, резервирование быстродействующих запорно-отсечных клапанов дополнительными изолирующими задвижками на паропроводах и установка изолирующих задвижек перед быстродействующими редуцированными установками сброса пара в атмосферу значительно снижают вклад переходных процессов;
- автоматические сигналы течи из первого во второй контур и введение по ним в действие систем безопасности снижают вклад течей из первого контура во второй;
- использование насосов системы аварийного и планового расхолаживания первого контура, отличающихся конструкцией, их резервирование при низком давлении обеспечивает дополнительную защиту от отказов по общей причине. Такое решение совместно с использованием гидроемкостей второй ступени и автоматическими сигналами на пуск системы аварийного расхолаживания или системы пассивного отвода тепла в режим расхолаживания снижает вклад течей из первого контура внутри защитной оболочки;
- резервирование активного оборудования в рамках одного канала позволяет увеличить допустимое время вывода этого оборудования в ремонт при работе блока на мощности и уменьшает негативное влияние внепланового ремонта;
- проведение плановых ремонтов элементов и оборудования систем безопасности, доступных для ремонта при работе реактора на мощности, снижает суммарную вероятность повреждения активной зоны в 3 раза по сравнению с ремонтом на остановленном реакторе. Кроме того, это решение сокращает длительность останова энергоблока на планово-предупредительный ремонт.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Общие** положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88/97). НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). М., Госатомнадзор, 1997.
2. **Основные** рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций. РБ-032-04. М., Фед. служба по атомному надзору, 2004.
3. **Рекомендации** по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций уровня 1 для внутренних иницирующих событий (при работе блока в режиме выработки электроэнергии во внешнюю сеть). РБ-024-02. М., Госатомнадзор, 2002.
4. **Требования** к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих обеспечение ядерной установки, радиационного источника, пункта хранения ядерных материалов, хранилища радиоактивных отходов и/или заявленной деятельности (для атомных станций). РД-04-03-2006. М., Фед. служба по атомному надзору, 2006.
5. **Risk Spectrum User's Manual**, Version 2.1. Sweden, Relkon Teknik AB, April 1994.
6. **Common-Cause Failure Parameter Estimations**. Washington, US NRC, NUREG/CR-5497, Oct. 1998.
7. **Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment**. Washington, US NRC, NUREG/CR-5485, Nov. 1998.