

Использование вероятностного анализа безопасности для повышения технико-экономических показателей работы Балаковской АЭС

Д.т.н. Ю.В.Швыряев, к.т.н. Г.В.Токмачев

ВВЕДЕНИЕ

Балаковская АЭС состоит из четырех действующих энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 (реакторная установка В-320), построенных по унифицированному проекту. Энергоблок 1 введен в промышленную эксплуатацию в 1985 г. Проектная концепция безопасности Балаковской АЭС, проект которой разрабатывался в 80-х годах XX столетия, основывается на основных принципах безопасности, изложенных в ОПБ-82 [1]. Генеральным проектировщиком Балаковской АЭС является ФГУП «Атомэнергопроект» (Москва). Одним из видов проектных работ, выполняемых ФГУП «Атомэнергопроект», является вероятностный анализ безопасности (ВАБ).

Технологические регламенты безопасной эксплуатации для АЭС с реактором ВВЭР-1000/В-320 также были разработаны в конце 80-х годов XX столетия. В настоящее время назрела необходимость их оптимизации с целью повышения экономичности АЭС без снижения существующего уровня ее безопасности, что можно сделать на основе результатов ВАБ. Одним из наиболее эффективных изменений Технологического регламента является организация выполнения плановых ремонтов систем безопасности при работе реактора на мощности вместо существующей сейчас практики их проведения во время планово-предупредительных ремонтов энергоблока.

Результаты, полученные при разработке ВАБ первого уровня энергоблока 1 Балаковской АЭС, использованы для оценки возможности внесения изменений в действующий рабочий технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока 1 Балаковской АЭС. ВАБ был выполнен для внутренних иницирующих событий, включая ВАБ для режимов с работой реактора на мощности и ВАБ для эксплуатационных состояний с остановленным реактором.

Разработка ВАБ первого уровня проводилась путем корректировки выпущенных ранее материалов ВАБ энергоблока 1 Балаковской АЭС с учетом замечаний экспертизы надзорного органа (Ростехнадзора - ранее Госатомнадзора России), включенных в условия действия лицензии. В частности, дополнительно разработаны вероятностные модели для двух групп иницирующих событий, приведено обоснование моделей аварийных

последовательностей и критериев успеха на основе результатов расчетных анализов аварийных процессов. Результаты выполненных анализов показывают высокую значимость разрабатываемых в поддержку ВАБ теплогидравлических анализов, которые позволяют существенно снизить консерватизм при разработке вероятностных моделей.

При проведении ВАБ были обновлены базы данных по частотам инициирующих событий и показателям надежности элементов важных для безопасности систем на основе обработки эксплуатационных данных и имеющихся результатов оценок по вероятностно-прочностным моделям.

Выполненные изменения повышают реалистичность разработанных вероятностных моделей, достоверность полученных результатов и обоснованность предлагаемых изменений.

ПОДХОД К ИСПОЛЬЗОВАНИЮ РЕЗУЛЬТАТОВ ВАБ

ВАБ обеспечивает проведение комплексной (качественной и количественной) оценки достигаемого уровня безопасности при внесении каких-либо изменений в режим эксплуатации АЭС.

Основные задачи качественного анализа безопасности состоят в установлении соответствия внедряемых решений основным инженерным (детерминистическим) принципам и критериям современной концепции глубоко эшелонированной защиты, которые сформулированы в отечественном нормативном документе ОПБ-88/97 [2], отчетах МАГАТЭ INSAG-3,12 [3,4] и требованиях Европейских организаций, эксплуатирующих АЭС (EUR) [5]. Одним из таких принципов является принцип единичного отказа, проверку выполнения которого можно эффективно проводить путем анализа перечня минимальных сечений, генерируемых из интегральной модели ВАБ.

Проведение количественного анализа безопасности позволяет оценить достигаемый при проектировании и эксплуатации уровень безопасности с точки зрения обеспечения приемлемо низкого уровня риска радиационного воздействия АЭС на население и окружающую среду. Оценка приемлемости достигаемого уровня безопасности АЭС в целом производится путём сравнения полученных по результатам ВАБ значений вероятностных показателей безопасности (ВПБ) с установленными в нормативных документах целевыми значениями. Уровень безопасности АЭС оценивается как приемлемый, если оцененные по результатам ВАБ значения ВПБ не превышают установленные целевые значения.

В настоящее время в действующих отечественных нормативных документах установлены целевые значения для следующих ВПБ:

– $1,0 \cdot 10^{-7}$ на реактор в год для вероятности (частоты) превышения предельного аварийного выброса (пункт 1.2.17 ОПБ-88/97 [2]). Термин предельный аварийный выброс определяется как выброс, превышение которого вызывает необходимость эвакуации населения за пределами зоны планирования защитных мероприятий, устанавливаемой в соответствии с требованиями к размещению АЭС;

– $1,0 \cdot 10^{-5}$ на реактор в год для суммарной вероятности (частоты) тяжёлых запроектных аварий (пункт 4.2.2 ОПБ-88/97 [2]). Термин тяжёлая запроектная авария определяется как запроектная авария с повреждением ТВЭЛов выше максимального проектного предела, при котором может быть достигнут предельно допустимый аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду;

– $1,0 \cdot 10^{-7}$ на реактор в год для вероятности (частоты) разрушения корпуса реактора (пункт 1.2.12 ОПБ-88/97 [2]).

Следует отметить, что приведенные выше целевые значения для ВПБ обязательны к применению на АЭС, проекты которых разрабатываются после ввода в действие ОПБ-88/97 [2] (с 1 июля 1998 г.). Аналогичные целевые значения ВПБ для действующих АЭС, проекты которых разработаны до введения в действие ОПБ-88/97, отсутствуют как в ОПБ-88/97, так и в действующих ранее нормативных документах.

Отсутствие в нормативных документах упомянутых выше целевых значений для ВПБ создаёт трудности при проведении количественных оценок достигаемого уровня безопасности действующих АЭС. Дополнительные трудности связаны с тем, что в действующих нормативных документах нечётко определены виды ВПБ, значения которых должны рассчитываться при выполнении ВАБ и использоваться для сравнения с установленными целевыми значениями. Не определены также и условия, необходимые и достаточные для возможности использования количественных результатов ВАБ при оценке уровня безопасности АЭС в целом.

Отмеченные выше трудности могут быть устранены за счёт применения подходов из международной практики и накопленного к настоящему времени отечественного опыта использования ВАБ при проектировании и эксплуатации АЭС. В документах МАГАТЭ INSAG-3,12 [3,4] приведены целевые значения для частот тяжелых повреждений активной зоны на уровне ниже $1,0 \cdot 10^{-4}$ на реактор в год для действующих АЭС и на уровне ниже $1,0 \cdot 10^{-5}$ на реактор в год для вновь проектируемых АЭС. На основании изложенного выше

можно сделать вывод о том, что применительно к отечественной практике может быть использован подход к определению целевых значений ВПБ для действующих АЭС, рекомендованный документами МАГАТЭ INSAG-3,12.

В соответствии с EUR [5], для сравнения с целевыми значениями должны использоваться точечные оценки кумулятивных частот, полученные в ВАБ с применением средних значений для частот иницирующих событий, показателей надёжности оборудования и элементов, вероятностей ошибочных действий персонала и параметров моделей отказов по общей причине. Точечные оценки кумулятивных частот по существу представляют собой оценки их средних значений или математических ожиданий соответствующих вероятностных распределений. Собственно вероятностные распределения значений кумулятивных частот определяются при проведении анализа неопределённостей. Кроме анализа неопределённостей в соответствии с [5] для количественной оценки достигаемого уровня безопасности требуется проведение анализа значимости и чувствительности. Следует отметить, что применение изложенного в [5] подхода позволяет исключить ряд отмеченных выше трудностей при использовании результатов ВАБ для количественной оценки безопасности на основе отечественных нормативных документов.

Ниже излагается подход к проведению такой оценки, основанный на обобщении требований отечественных нормативных документов, МАГАТЭ и EUR.

Для количественной оценки уровня безопасности действующих АЭС должны использоваться следующие количественные результаты ВАБ:

1) Оценки средних значений общих, т.е. суммарных по всем иницирующим событиям и эксплуатационным состояниям частот повреждения ядерного топлива в активной зоне реактора. Уровень безопасности АЭС оценивается как приемлемый, если среднее значение общей частоты повреждения ядерного топлива не превышает целевое значение – $1 \cdot 10^{-4}$ на реактор в год для действующих АЭС.

2) Оценки средних значений частот реализации функциональных и элементных минимальных сечений и оценки вкладов в среднее значение общей частоты повреждения ядерного топлива от отдельных эксплуатационных состояний АЭС, групп иницирующих событий, функций безопасности, важных для безопасности систем, оборудования, сооружений и элементов, отказов по общей причине и ошибочных действий персонала.

3) По результатам анализов неопределённостей определяются вероятностные распределения приведенных выше ВПБ и оцениваются, в частности, их нижние и верхние границы 95 %-ного доверительного интервала.

4) Результаты анализа значимости и чувствительности используются для оценок эффективности предлагаемых мер по модернизации и изменений эксплуатационной документации.

ОЦЕНКА ДОПУСТИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЙ НА ОСНОВЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ВАБ

В соответствии с эксплуатационной документацией и практикой эксплуатации АЭС с реактором ВВЭР-1000/320 можно выделить следующие категории режимов:

– категория 1. Работа реактора на мощности, которая включает эксплуатационные состояния с работой реактора на полном и пониженных уровнях мощности, в т.ч. при работе на собственные нужды энергоблока ($7 - 10 \% N_{ном}$) и минимально контролируемом уровне мощности;

– категория 2. Плановые остановы для проведения частичной перегрузки ядерного топлива и средних плановых ремонтов основного оборудования энергоблока и оборудования и элементов систем безопасности, которые проводятся ежегодно в течение трех лет на четырехлетнем цикле эксплуатации;

– категория 3. Плановые остановы для проведения полной перегрузки ядерного топлива и капитальных плановых ремонтов оборудования энергоблока и оборудования и элементов систем безопасности один раз в четыре года при существующем эксплуатационном цикле;

– категория 4. Внеплановые ремонты основного оборудования энергоблока, которые возникают в случайные моменты времени при эксплуатации АЭС.

Оценка уровня безопасности АЭС выполнялась для двух вариантов проведения планово-предупредительных ремонтов (ППР) систем безопасности.

Вариант 1 ППР систем безопасности соответствует действующему рабочему технологическому регламенту безопасной эксплуатации АЭС с реактором ВВЭР-1000/320, в соответствии с которым плановые ремонты систем безопасности совмещаются с остановом энергоблока для проведения замены ядерного топлива и плановых ремонтов основного оборудования. В этот период системы безопасности детерминировано имеют двухканальную структуру.

Вариант 2 ППР систем безопасности отличается от варианта 1 тем, что плановые ремонты оборудования систем безопасности предлагается проводить при работе энергоблока на мощности по описанной ниже схеме.

Предлагается следующий порядок проведения ППР систем безопасности. Если в процессе проведения периодических испытаний систем безопасности при работе энергоблока на мощности не было обнаружено отказов элементов или обнаруженные отказы были устранены в течение 72 ч, то за 45 сут до планового останова энергоблока проводятся внеочередные испытания работоспособности всех трех каналов систем безопасности. Если по результатам испытаний не обнаруживается никаких отказов, то первый канал систем безопасности выводится в ППР на срок до 15 сут. После окончания ППР первого канала на срок до 15 сут выводится в ППР второй канал и затем третий канал систем безопасности. Если при проведении внеочередных испытаний обнаруживается отказ второго или третьего каналов, то сначала выводится в ППР отказавший канал. Если в процессе проведения периодических испытаний систем безопасности при работе реактора на мощности обнаруживаются отказы, которые не могут быть устранены в течение 72 ч, то этот канал выводится в ППР на срок до 15 сут, и его ППР по приведенной выше схеме не проводится.

Для получения объективной оценки рассматриваемых вариантов ППР систем безопасности был проведен качественный и количественный анализ безопасности этих альтернатив. Как указано выше, качественная оценка безопасности выполнена путем анализа перечня минимальных сечений, в состав которых могут входить совместно с инициирующим событием независимые отказы оборудования, его множественные отказы по общим причинам и ошибочные действия персонала.

Анализ перечня минимальных сечений, полученных для режима работы энергоблока на мощности, показал, что для обоих рассматриваемых вариантов ППР систем безопасности не нарушается принцип единичного отказа. В этом режиме отсутствуют минимальные сечения, в состав которых входит инициирующее событие и единичный отказ одного элемента системы безопасности или единичная ошибка персонала. Следует отметить, для инициирующих событий с течами из первого во второй контур имеются два минимальных сечения, которые составлены инициирующим событием и ошибочным решением персонала по управлению оборудованием. Однако в соответствии с ОПБ-88/97 [2] ошибочные решения персонала не рассматриваются как события, которые должны учитываться при анализе соответствия принципу единичного отказа.

Аналогичный вывод о выполнении принципа единичного отказа можно сделать, рассматривая минимальные сечения в режимах с остановленным реактором для варианта 2 ППР систем безопасности. Однако для варианта 1 установлено, что имеются минимальные сечения, содержащие дополнительно к инициирующим событиям единичные отказы элементов систем безопасности или единичные ошибки персонала. Это свидетельствует о том, что в некоторых эксплуатационных состояниях при остановленном реакторе, в которых системы безопасности имеют двухканальную структуру и один из каналов системы аварийного и планового расхолаживания используется как система нормальной эксплуатации для отвода тепла от активной зоны, не выполняется принцип единичного отказа. Как следствие, эти эксплуатационные состояния вносят значительный вклад (около 55 %) в среднее значение частоты повреждения ядерного топлива в режимах с остановленным реактором.

Таким образом, перенос ППР систем безопасности в режимы работы энергоблока на мощности обеспечивает устранение нарушений принципа единичного отказа.

Основные количественные результаты ВАБ, использованные для разработки рекомендаций, представлены в таблице. Приведенные результаты подкреплены выполненными анализами чувствительности, значимости и неопределенности.

Итоговые результаты ВАБ

Вариант ППР систем безопасности	Вариант 1 (существующий)	Вариант 2 (предлагаемый)
Режим эксплуатации	Частота повреждения ядерного топлива, 1/год	
Работа реактора на мощности	$4,5 \cdot 10^{-5}$	$5,0 \cdot 10^{-5}$
Плановый останов с частичной выгрузкой ядерного топлива	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$
Плановый останов с полной выгрузкой ядерного топлива	$6,6 \cdot 10^{-6}$	$4,4 \cdot 10^{-6}$
Внеплановый останов на ремонт оборудования	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-5}$
Усредненный суммарный годовой вклад	$8,9 \cdot 10^{-5}$	$8,3 \cdot 10^{-5}$

Суммарные значения частоты повреждения ядерного топлива, полученные для обоих вариантов ППР систем безопасности, ниже целевого значения – $1,0 \cdot 10^{-4}$ на реактор в год, которое рекомендовано в INSAG-3,12 [3,4] для действующих АЭС. Из этого можно

сделать вывод о том, что уровень безопасности энергоблоков АЭС с реактором ВВЭР-1000/320, характеризуемый этим количественным показателем, является приемлемым.

Очевидно, что предлагаемый вариант переноса ППР систем безопасности на режимы работы энергоблока на мощности может оказать негативное влияние на безопасность именно в этих эксплуатационных состояниях. Поэтому наибольший интерес представляют результаты, полученные для работы на мощности.

На рис. 1 показаны вклады в частоту повреждения активной зоны от различных иницирующих событий для этого эксплуатационного режима и второго варианта ППР систем безопасности, из которого видно, что эти вклады распределены относительно равномерно и энергоблок останется достаточно сбалансированным в случае реализации предлагаемых изменений.

На рис. 2 приведены результаты анализа значимости по критерию Фуссела-Весели, из чего следует, что даже в случае временного снижения кратности резервирования систем безопасности, реализуемого при втором варианте их ППР, наиболее значимыми остаются быстродействующие редуцирующие устройства со сбросом пара в конденсаторы турбины (БРУ-К), которые относятся к системам нормальной эксплуатации.

Таким образом, как следует из таблицы, осуществление переноса ППР систем безопасности с остановленного на работающий реактор приводит к снижению частоты повреждения ядерного топлива. Кроме того, такая мера обеспечивает выполнение принципа единичного отказа для режимов с остановленным реактором. Поэтому предлагаемое изменение однозначно направлено на повышение уровня безопасности Балаковской АЭС, а результаты ВАБ могут быть использованы в качестве обоснования для корректировки действующего технологического регламента безопасной эксплуатации. Следует отметить, что приведенные в таблице 1 оценки вклада в частоту повреждения ядерного топлива от режимов с остановленным реактором для варианта 2 являются несколько консервативными, так как не учитывают сокращение длительности остановов.

Анализ экономической целесообразности предлагаемых изменений показал, что длительность остановов с частичной и полной выгрузкой составляет 1248 часов (52 дня) для останова с частичной и 1712 часов (72 дня) для останова с полной выгрузкой ядерного топлива. Практически все это время проводится ППР систем безопасности. Установлено, что перенос плановых ремонтов систем безопасности на период работы реактора на

мощности позволит сократить длительности эксплуатационных состояний, в которых производятся плановые ремонты.



Рис. 1. Вклады в частоту повреждения активной зоны при работе реактора на мощности от инициирующих событий для второго варианта ППР систем безопасности

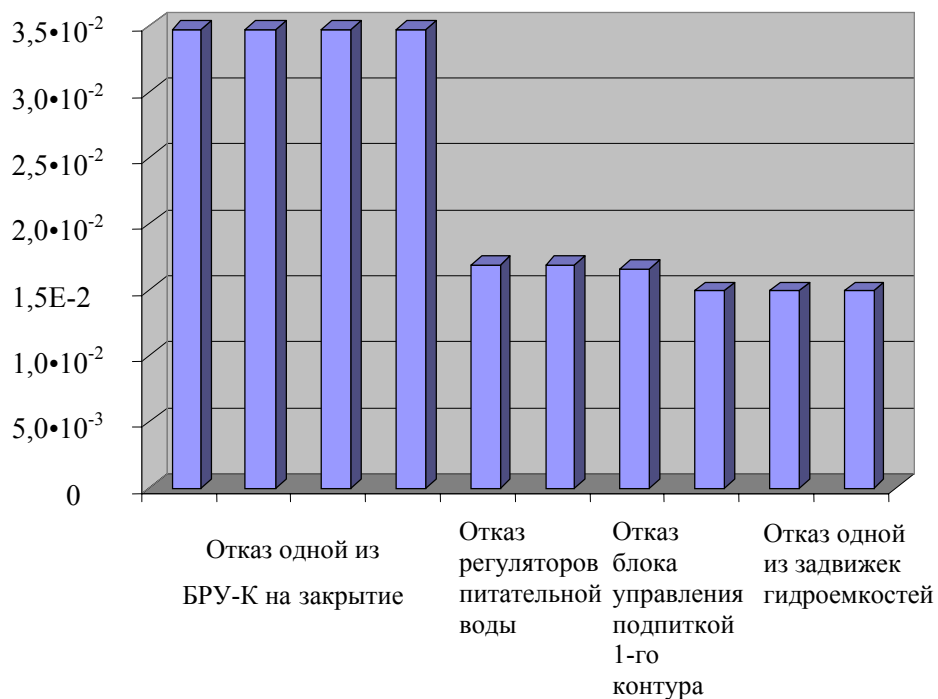


Рис. 2. Значимость отдельных видов оборудования при работе реактора на мощности для второго варианта ППР систем безопасности

Поскольку ППР выполняются параллельно с операциями по перегрузке ядерного топлива и проведением плановых средних и капитальных ремонтов оборудования реакторной установки и основного оборудования нормальной эксплуатации (турбоустановки, второго контура и вспомогательных систем, работа которых необходима для выработки электроэнергии), то сокращенная длительность плановых остановов будет определяться временем, необходимым для выполнения упомянутых работ. Дальнейшее сокращение длительности останова энергоблока может быть достигнуто за счет оптимизации объемов, процедур и технических средств, используемых для проведения перегрузки ядерного топлива и ремонтов оборудования реакторной установки и основного оборудования нормальной эксплуатации.

Одним из дополнительных результатов работы является то, что разработанная в составе ВАБ расчетная вероятностная модель энергоблока содержит исходные данные, необходимые для разработки модели мониторинга риска, которую предполагается внедрить на Балаковской АЭС. Модель включает комплекс взаимосвязанных деревьев событий, системных и функциональных деревьев отказов, баз данных по частотам инициирующих событий, показателям надежности элементов, параметрам моделей отказов по общей причине и вероятностям ошибочных действий персонала. В частности, в составе ВАБ для работы на мощности было разработано 228 основных и трансферных деревьев событий и 875 деревьев отказов.

ВЫВОДЫ

Таким образом, сокращение длительности плановых остановов энергоблоков позволит достичь следующих основных целей:

- 1) Повысить коэффициент использования установленной мощности;
- 2) Устранить имеющиеся случаи нарушения принципа единичного отказа;
- 3) Снизить суммарный вклад от внутренних инициирующих событий, оцененный для всех эксплуатационных состояний энергоблока с реактором ВВЭР-1000/В-320, в частоту повреждения ядерного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82), «Атомная энергия», т.54, вып.2, февраль 1983 г.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, ОПБ-88/97, НП-001-97, Госатомнадзор России, 1997.
3. 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.
4. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INAG-3 Rev.1. INSAG-12. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1999.
- 5 European Utility Requirements for LWR Nuclear Plants, Revision C, April 2001.