

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ И ЭФФЕКТИВНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС ПРИ ВЫБОРЕ ПАРАМЕТРОВ ТЕХНИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ И РЕМОНТА

А.В. Антонов, Г.А. Ершов*, О.И. Морозова**

АНО ДПО «Техническая академия Росатома»

249031, Калужская обл., г. Обнинск, ул. Курчатова, д. 21

** АО ИК «АСЭ»*

603006, г. Нижний Новгород, пл. Свободы, д. 3

*** ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1



К энергоблокам атомных электрических станций (АЭС) предъявляются высокие требования в части экономической эффективности их эксплуатации. Поскольку эксплуатация АЭС может быть сопряжена с тяжелыми экологическими, социальными, политическими, материальными и прочими последствиями, наступающими в случае ядерных и радиационных аварий на АЭС, обеспечение заданного уровня безопасности АЭС представляет собой важнейшую задачу. При проектировании АЭС задачи повышения эффективности эксплуатации и обеспечения требуемого федеральными нормами и правилами НП-001 уровня безопасности решаются по отдельности. При решении задач обеспечения безопасности АЭС эффективность эксплуатации во внимание не принимается, и наоборот, для достижения высокой эффективности эксплуатации априори принимается, что требуемый уровень безопасности поддерживается всегда. Причиной этого является отсутствие методик, позволяющих комплексно оценивать взаимовлияние экономических и технологических факторов.

Рассмотрены методы повышения эффективности эксплуатации АЭС путем выбора оптимальных стратегий проведения технического обслуживания и ремонта (ТОиР) АЭС, позволяющих обеспечить высокие показатели коэффициента технического использования и коэффициента использования установленной мощности (КИУМ). Отличительной чертой предлагаемых методов является то, что повышение эффективности эксплуатации АЭС предлагается осуществлять при одновременном обеспечении требуемого уровня безопасности АЭС.

Ключевые слова: риск, уровень безопасности, аварийный выброс, вероятность, частота, повреждение ядерного топлива, технологический регламент, техническое обслуживание и ремонт.

ВВЕДЕНИЕ

Энергоблоки атомных электрических станций (АЭС) – это промышленные сооружения, которые предназначены для выработки электроэнергии и наличие которых в топливно-энергетическом комплексе (ТЭК) страны должно быть экономически выгодно и

© *А.В. Антонов, Г.А. Ершов, О.И. Морозова, 2019*

оправдано [1 – 3]. Если экономические показатели эксплуатации АЭС не являются удовлетворительными, то использование АЭС в ТЭК нецелесообразно. Однако эксплуатация АЭС во многом связана не только с экономической эффективностью их эксплуатации, но и с задачами обеспечения требуемого уровня безопасности АЭС, в особенности, с вопросами выбора (и обоснования) таких правил эксплуатации, чтобы соблюдался уровень безопасности, требуемый НП-001 [4, 5]. В широком смысле вопросы безопасности сводятся к определению приемлемых величин ущербов, наступающих в случае аварий на АЭС [3, 6 – 8].

УРОВЕНЬ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Для широкой общественности безопасность АЭС определяется приемлемостью ущербов от эксплуатации АЭС [9 – 11]. Причем под ущербом от эксплуатации АЭС понимаются дозы облучения, получаемые в результате сопряженных с выходом радионуклидов в окружающую среду аварий на АЭС (и, соответственно, число впоследствии заболевших или умерших людей, количество территорий, ставших непригодными для проживания или сельхозобработки из-за радиоактивного загрязнения почвы и водоемов, и прочее). При этом важно понимать, что величины наступающих ущербов зависят не столько от «поведения» АЭС в период аварии, сколько от многокомпонентных процессов распространения и накопления в окружающей среде вышедших в нее радионуклидов [10, 11]. В этой связи оценивать ущербы от аварий на АЭС имеет смысл именно в терминах типов и количества радионуклидов, вышедших в окружающую среду, величины которых не зависят от самой окружающей среды и ее параметров в момент выхода в нее радионуклидов и их последующего распространения.

Для целей определения уровня безопасности АЭС с позиций наступающих ущербов целесообразно использовать вероятностные показатели безопасности (ВПБ): суммарная вероятность тяжелых аварий (на интервале в один год) или суммарная вероятность большого аварийного выброса (на интервале в один год). Более того, оперирование данными характеристиками позволяет сравнивать уровни безопасности различных АЭС, так как другие «традиционные» единицы измерения уровня безопасности с позиций тяжести ущербов (дозовой нагрузки, величин радиоактивного загрязнения и другое) крайне зависимы от множества параметров самой окружающей среды.

Использование АЭС в качестве источников электроэнергии сопряжено с одновременным выполнением таких условий, как обеспечение безопасности АЭС как сложных технических систем, связанных с принципиальной возможностью наступления событий разрушительного типа, характеризующихся радиоактивным заражением биосферы и облучением людей [6, 7 – 9]; повышение экономической эффективности АЭС как объектов ТЭК [1, 2, 12].

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС

Для оценивания экономической эффективности эксплуатации АЭС используются различные показатели, среди которых наиболее пригодным является коэффициент технического использования $K_{ТИ}$:

$$K_{ТИ} = \frac{\sum_{i=1}^n t_i}{\left(\sum_{i=1}^n t_i + \sum_{i=1}^m \tau_i + \sum_{j=1}^k \tau_j\right)}, \quad (1)$$

где i – номер цикла функционирования АЭС; n – число рабочих циклов за рассматриваемый период эксплуатации; t_i – длительность нахождения АЭС в работоспособном состоянии в i -ом цикле, ч.; τ_i – продолжительность i -го ТОиР (планового или внепланового), требующего вывода АЭС из состояния использования по назначению; m – число отказов (восстановлений) за рассматриваемый период; j – номер ТОиР; k – число ТОиР, требующих останова АЭС в рассматриваемый период; τ_j –

длительность выполнения j -го ТОиР, требующего вывода АЭС из состояния использования по назначению, ч.

Наряду с коэффициентом $K_{ТИ}$ также широко применяется *КИУМ* [1, 2]:

$$КИУМ = W_{\text{факт}}/W_{\text{max}} = (N_{\text{фсм}} \cdot T_{\text{факт}})/(N_{\text{норм}} \cdot T), \quad (2)$$

где $W_{\text{факт}}$ – количество энергии, фактически выработанное АЭС за заданный период эксплуатации T , МВт·ч; W_{max} – максимально возможное количество энергии, которое могло бы быть выработано АЭС за заданный период эксплуатации T , если бы она все время непрерывно (без простоев) работала на номинальной мощности, МВт·ч; T – продолжительность заданного периода эксплуатации, ч; $T_{\text{факт}}$ – фактическая продолжительность работы АЭС в режиме выработки электроэнергии, ч.; $N_{\text{фсм}}$ – фактическая средняя мощность, на которой работала АЭС в течение фактического периода использования по назначению (для выработки электроэнергии).

Для перехода от коэффициента $K_{ТИ}$ к *КИУМ* используют формулу

$$КИУМ = K_{ЗМ} \cdot K_{ТИ}, \quad (3)$$

где $K_{ЗМ}$ – коэффициент загрузки мощности.

Установлено, что основными «вкладчиками» в снижение $K_{ТИ}$ и *КИУМ* являются простои АЭС в плановых и внеплановых ТОиР [1, 2, 13]. Соответственно, повысить $K_{ТИ}$ и *КИУМ* можно посредством сокращения времен простоев АЭС в ТОиР.

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ И ЭФФЕКТИВНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС С УЧЕТОМ ТОиР

Широкая практика пересмотра требований к порядку проведения ТОиР АЭС отсутствует. Тем не менее, сократить времена простоев АЭС в ТОиР можно посредством пересмотра стратегий проведения ТОиР с позиций обоснования возможности

– увеличения длительности проведения внеплановых ТОиР во время эксплуатации АЭС на мощности до момента необходимости перевода АЭС в административный останов – метод повышения экономической эффективности АЭС посредством сокращения времен простоев из-за внеплановых ТОиР оборудования (далее – метод внеплановых ТОиР);

– сокращения длительности проведения плановых АЭС посредством вывода в параллельное ТОиР большего числа оборудования по сравнению с действующей стратегией проведения плановых ТОиР – метод повышения экономической эффективности АЭС посредством сокращения времен простоев в плановых ТОиР оборудования (метод плановых ТОиР).

Предлагаемые методы основаны на анализе уровня безопасности АЭС – качественном (применение детерминистского анализа безопасности) и количественном (применение вероятностного анализа безопасности, позволяющего оценивать уровень безопасности АЭС в терминах ВПБ).

Важно отметить, что предлагаемые методы не служат именно для подтверждения выполнения ВПБ, установленных в НП-001 [4, 5]. Их применение (в особенности метода внеплановых ТОиР), с одной стороны, позволяет проверять требования технологического регламента (ТР) эксплуатации АЭС с позиции постановки следующего вопроса – обеспечивается ли выполнение требований НП-001 в части ВПБ во время проведения плановых и внеплановых ТОиР в соответствии с установленными в ТР правилами и ограничениями (методы позволяют количественно доказать правомерность действующих положений ТР или указать на их возможную неправомочность с точки зрения обеспечения выполнения требований НП-001 [4, 5] в части ВПБ). С другой стороны, применение данных методов позволяет «маневрировать» в установленных в НП-001 интервалах (лимитах) ВПБ так, чтобы одновременно сокращать сроки проведения ТОиР и тем

самым повышать экономическую эффективность АЭС и при этом не нарушать законодательно установленные требования к уровню безопасности АЭС.

ФАКТОР ПОВЫШЕНИЯ РИСКА

Говоря о проведении ТОиР необходимо понимать, что эта процедура всегда сопряжена с изменениями конфигураций оборудования АЭС [1, 13]. Поэтому для анализа влияния на уровень безопасности АЭС плановых и внеплановых ТОиР, ориентированных на повышение экономической эффективности АЭС, целесообразно использовать фактор повышения риска RIF , который позволяет одновременно учитывать фактическое состояние оборудования АЭС и текущие режимы работы АЭС, т.е. конфигурации оборудования АЭС:

$$RIF = FDF_i(Q_i=1)/FDF_6, \quad (4)$$

где Q_i – вероятность того, что i -ый элемент не сможет выполнить свою функцию; FDF_i – частота повреждения ядерного топлива при выводе i -го элемента в ТОиР на анализируемую продолжительность времени (установленную ТР или предлагаемую); FDF_6 – соответствующая частота повреждения ядерного топлива при исправности рассматриваемого оборудования.

МЕТОД ВНЕПЛАНОВЫХ ТОиР

В основе метода лежит гипотеза о том, что повысить эффективность эксплуатации АЭС можно посредством смягчения требований ТР к продолжительности установленно-го в нем допустимого времени вывода из эксплуатации (ДВВЭ) оборудования АЭС для проведения внеплановых ТОиР, после истечения которого производится административный останов АЭС (если, конечно, работоспособность отказавшего оборудования за отведенное ДВВЭ восстановлена не была). В общем случае порядок применения метода заключается в следующем: сначала необходимо убедиться, что используемая для количественных расчетов ВПБ логико-вероятностная модель (ЛВМ) АЭС адекватна реальному состоянию АЭС [14 – 17] (ЛВМ АЭС – это взаимосвязанная совокупность математических моделей исходных событий, аварийных последовательностей, систем (элементов), действий персонала, а также значений вероятностных характеристик исходных событий, надежности систем (элементов), отказов по общей причине, рассматриваемых в вероятностном анализе безопасности, ошибок персонала и других данных, необходимых для оценки ВПБ АЭС [18]). Затем необходимо корректно представить в ЛВМ анализируемую ситуацию (посредством изменения и, если необходимо, доработки ЛВМ таким образом, чтобы достоверно отобразить в ней состояние вывода рассматриваемого оборудования во внеплановые ТОиР на некое ДВВЭ). Для этого анализируются различные аспекты функционирования рассматриваемого оборудования и всей АЭС в целом, например, полнота и адекватность учета всех выявленных зависимостей, в том числе общих элементов для нескольких систем [1, 6, 12, 19]. При этом особое внимание уделяется проверке ЛВМ с позиций

- наличия в ней оборудования, ДВВЭ которого предлагается увеличить, и учета всех потенциально важных состояний данного оборудования;
- представления действий оператора, потенциально оказывающих влияние на работоспособность рассматриваемого оборудования;
- учета всех потенциальных аварийных последовательностей, в которых может быть задействовано рассматриваемое оборудование.

В случае, если ЛВМ не может быть признана адекватной реальному состоянию АЭС и пригодной для дальнейшего проведения количественного анализа [18], необходимо соответствующим образом доработать её, например, включить в нее новые базисные события или логические переключатели, позволяющие моделировать нахождение оборудо-

дования во внеплановых ТОиР; произвести моделирование ранее нерассмотренных или более детальное моделирование имеющихся аварийных последовательностей, в которые может быть вовлечено оборудование.

Затем в ЛВМ представляется предлагаемая продолжительность ДВВЭ.

При моделировании важно учитывать, на каком этапе жизненного цикла находится АЭС, так как на каждом из этапов действуют различные механизмы деградации оборудования [1, 6, 13, 20]:

- этап приработки – наблюдается повышенная интенсивность отказов оборудования, связанная с ошибками производственно-технологического характера, отклонениями от норм и правил при монтаже, просчетами и ошибками, допущенными при проектировании АЭС и при определении условий ее эксплуатации, и прочими факторами; преимущественно из строя выходят некондиционные элементы, обуславливая тем самым наступление приработочных отказов;

- этап нормальной эксплуатации – не наблюдаются заметные изменения физико-механических или физико-химических свойств оборудования под воздействием внешних нагрузок (возникающие отказы носят «внезапный» характер и происходят только при значительных концентрациях нагрузок);

- этап старения – сопротивляемость оборудования внешним нагрузкам заметно снижается – оно не может адекватно воспринимать действующие на него нагрузки, сохраняя установленные в техдокументации параметры безопасного функционирования АЭС; появляются отказы, связанные с постепенной утратой АЭС первоначальных свойств в результате ее износа и старения (отказы проявляются в форме как поломок оборудования, так и выхода основных параметров АЭС за установленные проектные пределы). В зависимости от свойств материалов, из которых изготовлено оборудование, и условий их работы процессы снижения сопротивляемости внешним нагрузкам могут быть интенсивными или медленными. Кроме того, в зависимости от степени неоднородности начальных характеристик однотипных элементов АЭС, обусловленных химической и физико-механической неоднородностью материалов, нестабильностью технологии изготовления и тому подобное, а также вследствие неидентичности величин эксплуатационных нагрузок износостойкие отказы в одних случаях проявляются на значительно коротком отрезке времени, а в других – имеют значительный разброс по времени.

Для корректного учета характера отказов рассматриваемого оборудования и стадии жизненного цикла АЭС, на которой она находится, используются различные законы распределения: экспоненциальное, нормальное, логарифмически-нормальное, Вейбулла-Гнеденко, Рэлея, бета, гамма.

После выполнения вышеперечисленных действий производится количественная оценка влияния анализируемых конфигураций оборудования АЭС на ВПБ с помощью фактора RIF по формуле (4). Предлагаемые критерии значений фактора RIF , рекомендации по качественной оценке получаемых количественных результатов и по формированию последующих практических предложений в отношении экономической эффективности АЭС представлены в табл. 1.

Важно особо отметить, что применение метода внеплановых ТОиР позволяет проверить выполнение требования ТР в части номенклатуры оборудования, выводимого во внеплановые ТОиР, и ДВВЭ с точки зрения обеспечения выполнения требований НП-001 [4, 5] в части ВПБ.

МЕТОД ПЛАНОВЫХ ТОиР

В основе метода лежит способ сокращения сроков проведения плановых ТОиР в условиях априорного обеспечения требуемого уровня безопасности АЭС (во время нахождения АЭС в режимах работы на пониженных уровнях мощности или в режимах ос-

танова). В подобной постановке данная задача является классической задачей теории расписаний – упорядочивание системы работ с учетом технологических и ресурсных ограничений, обеспечивающее минимизацию длины расписания (в предлагаемом методе – минимизацию длины технологического процесса проведения плановых ТОиР) [1].

Применительно ко всем работам, образующим технологический процесс плановых ТОиР, необходимо подчеркнуть, что они все связаны между собой жесткими ресурсно-технологическими зависимостями, среди которых выделяют два основных их типа:

– зависимости типа R_1 – это зависимости «следования – предшествования», т.е. две любые работы Z_i и Z_j являются зависимыми в отношении R_1 , если одна из них Z_j может быть начата только после завершения другой Z_i ;

– зависимости типа R_2 – это зависимости технологической совместимости, т.е. две любые работы Z_i и Z_j являются независимыми в отношении R_2 , если они могут выполняться одновременно; в противном случае они являются зависимыми в отношении R_2 и могут выполняться только последовательно, причем последовательность их выполнения «жестко» не определена.

Если рассматривать оптимизацию существующих стратегий проведения плановых ТОиР АЭС с позиций технологической последовательности производимых манипуляций (зависимостей R_1), то сократить времена простоев АЭС в плановых ТОиР можно посредством смягчения существующих ресурсных ограничений. В связи с невозможностью изменения зависимостей R_1 (планы-графики планово-предупредительных ремонтов учитывают все зависимости R_1) предлагается пересматривать зависимости R_2 посредством одновременного вывода в плановые ТОиР либо сразу нескольких каналов безопасности какой-либо системы, либо части оборудования одного канала данной системы и части оборудования другого канала.

Важно отметить, что изменение кратности резервирования оборудования АЭС приводит к еще большему (по сравнению с «обычными» плановыми ТОиР) ухудшению надежности рассматриваемой системы. При этом преимуществом применения метода является количественное обоснование (или опровержение) правомочности требований ТР в части реализации зависимостей R_2 , так как в широкой практике нет специальных количественных расчетов по доказательству правомерности требований ТР для существующих требований к зависимостям R_2 .

Порядок применения метода заключается в следующем. Основная задача – определить, какое дополнительное оборудование может быть выведено в плановые ТОиР. Для этого необходимо выявить зависимости R_2 , реализация которых может быть совмещена друг с другом без нарушения зависимостей R_1 . При этом важно разделять конкретные единицы оборудования, которые обязательно должны быть доступны для использования в случае возникновения аварийной ситуации, и единицы оборудования, которые проектом АЭС «назначены» резервными. После выбора оборудования, ремонт которого допускает совмещение с ремонтом другого оборудования, требуется проанализировать вызываемые в уровне безопасности АЭС изменения. Для этого в имеющуюся ЛВМ АЭС вносятся такие изменения, чтобы достоверно отобразить в ней предлагаемые операции (действия, предпринимаемые по определению «пригодности» имеющейся ЛВМ с точки зрения проведения анализа и, в случае необходимости, её доработке, аналогичны действиям, описанным применительно к методу внеплановых ТОиР). Затем в ЛВМ необходимо отметить, какое именно оборудование дополнительно выводится в плановые ТОиР (с учетом рассматриваемого этапа жизненного цикла АЭС). После этого производится количественная оценка влияния предлагаемой стратегии ТОиР на ВПБ АЭС с помощью фактора RIF .

Критерии значений фактора RIF , рекомендации по качественной оценке получаемых количественных результатов и по формированию практических рекомендаций на основе получаемых результатов представлены в табл. 1.

Таблица 1

Оценка уровня безопасности АЭС при проведении плановых и внеплановых ТОиР

Качественная оценка количественных результатов анализа		Практические рекомендации применительно к стратегиям проведения ТОиР рассматриваемого оборудования	
		Эксплуатируемые АЭС	Вновь вводимые АЭС
Диапазон значений фактора RIF		$RIF \geq 1 \cdot 10^{-3}/FDF_6$	$RIF \geq 1 \cdot 10^{-4}/FDF_6$
Внеплановые ТОиР	Неприемлемое снижение уровня безопасности	1. Реализация предписываемых ТР требований к продолжительности ДВВЭ (или предлагаемая продолжительность ДВВЭ) недопустима с точки зрения уровня безопасности АЭС, так как не выполняются требования НП-001 [4, 5] в части ВПБ. 2. Рассматриваемые требования ТР к продолжительности ДВВЭ (или предлагаемая продолжительность ДВВЭ) являются излишне оптимистическими и должны быть пересмотрены в сторону ужесточения (требуется сокращение рассматриваемой продолжительности ДВВЭ). 3. Эффективность эксплуатации АЭС не может быть повышена посредством увеличения продолжительности рассматриваемого ДВВЭ.	
Плановые ТОиР		Реализация предлагаемого способа повышения эффективности эксплуатации АЭС недопустима с позиции обеспечения уровня безопасности АЭС, так как не выполняются требования НП-001 [4, 5] в части ВПБ	
Диапазон значений фактора RIF		-	-
Внеплановые ТОиР	Значительное снижение уровня безопасности	1. Реализация предписываемых ТР требований к продолжительности ДВВЭ допустима при наличии компенсирующих мер, направленных на повышение уровня безопасности АЭС при проведении внеплановых ТОиР рассматриваемого оборудования. В противном случае анализируемая продолжительность ДВВЭ должна быть пересмотрена в сторону ее сокращения для снятия излишней оптимистичности требований ТР. 2. Эффективность эксплуатации АЭС не может быть повышена посредством увеличения продолжительности рассматриваемого ДВВЭ, так как не выполняются требования НП-001 [4, 5] в части ВПБ.	
Плановые ТОиР		Реализация предлагаемого способа повышения эффективности эксплуатации АЭС допустима с позиции обеспечения уровня безопасности АЭС при наличии компенсирующих мер, которые направлены на повышение уровня безопасности АЭС при реализации предлагаемых изменений и реализация которых позволяет выполнять требования НП-001 [4, 5] в части ВПБ.	
Диапазон значений фактора RIF		$RIF \leq 1 \cdot 10^{-4}/FDF_6$	$RIF \leq 1 \cdot 10^{-5}/FDF_6$
Внеплановые ТОиР	Приемлемое снижение уровня безопасности	1. Реализация предписываемых ТР требований к продолжительности ДВВЭ (или предлагаемая продолжительность ДВВЭ) допустима, так как выполняются требования НП-001 [4, 5] в части ВПБ. 2. Требования ТР к продолжительности ДВВЭ (или предлагаемая продолжительность ДВВЭ) являются излишне консервативными и могут быть пересмотрены в сторону смягчения. 3. Эффективность эксплуатации АЭС может быть повышена посредством увеличения продолжительности рассматриваемого ДВВЭ.	
Плановые ТОиР		Реализация предлагаемого способа повышения эффективности эксплуатации АЭС допустима без каких-либо ограничений с точки зрения обеспечения безопасности АЭС, так как выполняются требования НП-001 [4, 5] в части ВПБ.	

Необходимо обратить особое внимание на следующее: если по результатам применения любого из методов выявлена необходимость формирования компенсирующих мер, направленных на повышение уровня безопасности АЭС, то для количественной оценки эффективности данных мер необходимо также руководствоваться значениями фактора RIF , диапазоны которого представлены в табл. 1 (с точки зрения моделирования действия, предпринимаемые по представлению в имеющейся ЛВМ АЭС компенсирующих мер, аналогичны действи-

ям, предпринимаемым по представлению в ЛВМ предлагаемых конфигураций оборудования АЭС).

КРИТЕРИИ ОЦЕНКИ ПОВЫШЕНИЯ РИСКА

Выделение критериев, различных для вновь вводимых и эксплуатируемых АЭС, обусловлено тем, что непревышение суммарной вероятности тяжелых аварий на интервале в один год должно быть равно $1 \cdot 10^{-5}$ для вновь вводимых АЭС (НП-001-15 [5]), а для эксплуатируемых станций необходимо стремиться к обеспечению уровня безопасности, указанного в НП-001-97 [4].

Относительно приемлемости предлагаемых критериев значений фактора *RIF* необходимо отметить следующее [1, 6, 13]:

– эксплуатация АЭС связана с теми же вероятностями возникновения техногенных аварий, что и любые другие виды человеческой деятельности (например, средняя вероятность возникновения техногенных аварий на металлургическом производстве составляет $2.15 \cdot 10^{-4}$; на химических, нефтехимических, нефтеперерабатывающих производствах – $2.5 \cdot 10^{-4}$; на предприятиях газоснабжения – $6.7 \cdot 10^{-5}$);

– целевые ВПБ АЭС [4, 5] лежат в рамках общепринятых подходов к нормированию рисков от различных видов человеческой деятельности и не выходят за их рамки, так как значения рисков наступления неблагоприятных событий на техногенных объектах (не связанных с атомной энергетикой), которые воспринимаются большинством населения как приемлемые, также лежат в области от $1 \cdot 10^{-5}$ до $1 \cdot 10^{-4}$.

Таким образом, предлагаемые критерии значений фактора *RIF* являются приемлемыми, так как учитывают накопленный опыт в области использования как объектов использования атомной энергетике, так и «обычных» сложных технических систем, не связанных с ней, а также не выходят за рамки общепринятых подходов к управлению рисками от различных видов техногенной деятельности человека.

ВЫВОДЫ

Разработаны методы выбора стратегий эксплуатации оборудования АЭС, ориентированные на повышение эффективности эксплуатации АЭС, обеспечивающие требуемый уровень безопасности. Применение методов позволяет вносить обоснованные изменения в действующие стратегии проведения плановых и внеплановых ТОиР оборудования АЭС на основании информации об уровне безопасности АЭС в интересующий момент времени при любой конфигурации АЭС. Метод внеплановых ТОиР также позволяет проверять требования ТР в части ДВВЭ с позиций приемлемости уровня безопасности АЭС во время проведения внеплановых ТОиР оборудования при работе АЭС на мощности.

Методы основаны на анализе влияния различных продолжительностей времен, в течение которых производится контроль или восстановление работоспособности рассматриваемого оборудования (т.е. ДВВЭ при внеплановых ТОиР и времени, в течение которого выполняются плановые ТОиР оборудования), на уровень безопасности АЭС во время проведения плановых и внеплановых ТОиР оборудования АЭС.

Предложенные подходы к формированию практических рекомендаций по повышению эффективности эксплуатации АЭС посредством сокращения времени простоев в плановых и внеплановых ТОиР оборудования основаны на принципе безусловного обеспечения требуемого уровня безопасности АЭС. Практические рекомендации предлагаются формировать с использованием результатов анализа данных об изменении фактора повышения риска во время проведения плановых и внеплановых ТОиР оборудования АЭС.

Литература

1. Мурогов В.М. Критические заметки: история, состояние, проблемы и перспективы ядерной науки и техники // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2019. – № 2. – С. 55-66.

2. Energy Availability Factor. Электронный ресурс: <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ThreeYrsEnergyAvailabilityFactor.aspx> (дата доступа 17.05.2019).
3. *Kirillov P.L., Pioro I.L.* Nuclear power as a basis for future electricity generation // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – No. 2. – С. 5-23.
4. НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97. Электронный ресурс: <http://docs.cntd.ru/document/1200048646> (дата доступа 17.05.2017).
5. НП-001-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций». – М.: ФБУ НТЦ ЯРБ, 2016. – 56 с.
6. *Гордон Б.Г.* Уроки аварий на АЭС Фукусима. // Экология и промышленность России. – 2014. – № 5. – С. 36-41.
7. Regulatory Oversight of Human and Organizational Factors for Safety of Nuclear Installations. IAEA-TECDOC-1846. – International Atomic Energy Agency, Vienna. – 2018. Электронный ресурс: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE-1846web.pdf> (дата доступа 17.05.2019).
8. Safety reassessment for research reactors in the light of the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. – International Atomic Energy Agency, Vienna. – 2014. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1615_web.pdf (дата доступа 17.05.2019).
9. *Кутьков В.А., Ткаченко В.В., Саакян С.П.* Основы стратегии защиты населения в случае запроектной аварии на атомной станции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 4. – С. 5-14.
10. *Кутьков В.А., Ткаченко В.В.* Радиационные аспекты аварий на атомных электростанциях. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 2. – С. 151-161.
11. *Терентьев Д.А.* Оценка размерного распределения аэрозолей в выбросах Ленинградской атомной электростанции. / Материалы IX Всероссийской научно-практической конференции «Устойчивое развитие территорий: теория и практика». – 2018. – С. 279-283.
12. *Букринский А.М.* Детерминистское нормирование и вероятностное ориентирование. // Ядерная и радиационная безопасность. – 2013. – № 1 (67). – С. 3-6.
13. *Бухарин В.Х., Ершов Г.А., Ермакович Ю.Л., Калинин А.А., Калинин А.И.* Оценка защиты АЭС от отказов по общей причине. // Атомная энергия. – 2013. – № 6. – С. 315-321.
14. *Ланкин М.Ю., Мирошниченко М.И., Хамаза А.А., Шарафутдинов Р.Б.* О некоторых аспектах обоснования безопасности атомных станций (уроки аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи»). // Ядерная и радиационная безопасность. Электронный ресурс: https://www.secnrs.ru/publications/nrszine/1_63_2012/uroki_avarii.php (дата доступа 17.05.2019).
15. Applications of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1200. IAEA, Vienna. 2001. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1200_pm.pdf (дата доступа 17.05.2019).
16. Criteria for Diverse Actuation Systems for Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1848 International Atomic Energy Agency, Vienna. 2014. Электронный ресурс: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE1848-web.pdf> (дата доступа 17.05.2019).
17. Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1511 IAEA, Vienna, 2006. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1511_web.pdf (дата доступа 17.05.2019).
18. НП-095-15. Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции. Электронный ресурс: <https://www.seogan.ru/np-095-15-osnovnie-trebovaniya-k-veroyatnostnomu-analizu-bezopasnosti-bloka-atomnoiy-stancii.html> (дата доступа 17.05.2019).
19. Assessment of Vulnerabilities of Operating Nuclear Power Plants to Extreme External Events. IAEA-TECDOC-1834 International Atomic Energy Agency, Vienna. 2017. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE1834_web.pdf (дата доступа 17.05.2019).
20. *Ершов Г.А., Ермакович Ю.Л., Козлов М.А., Парфентьев М.А., Калинин А.И., Калинин А.А.* Обоснование периодичности проверок систем безопасности АЭС с помощью программного комплекса БАРС. // Атомная энергия. – 2010. – № 2. – С. 67-71.

Поступила в редакцию 21.05.2019 г.

Авторы

Антонов Александр Владимирович, главный эксперт, профессор, д-р. техн. наук
E-mail: antonov@iate.obninsk.ru

Ершов Геннадий Алексеевич, начальник управления, профессор, д-р. техн. наук
E-mail: gaershov@atomproekt.com

Морозова Ольга Ивановна, аспирантка
E-mail: oimorozova@yandex.ru

UDC 621.039.58

**NUCLEAR POWER PLANT SAFETY ASSURANCE AND
JUSTIFICATION OF NPP OPERATIONAL ACCEPTABILITY
THROUGHOUT DETERMINATION OF MAINTENANCE
PARAMETER INSTITUTING**

Antonov A.V., Ershov G.A. *, Morozova O.I. **

Rosatom Technical Academy
21 Kurchatov str., Obninsk, Kaluga reg., 249031 Russia

* JSC ASE EC

3 Svobody sq., Nizhny Novgorod, 3603006 Russia

** Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040, Russia

ABSTRACT

As well as any other fuel and energy complexes (such as hydroelectric power stations, heat power plants, etc.) nuclear power plants (NPP) are subject to high statutory requirements of its operational acceptability. However, due to NPP operational association with likely far-reaching severe environmental, social, political, material, etc. consequences of potential nuclear and radiation accidents unconditional NPP safety assurance is of primary importance. In common practice of NPP designing and operation, the long-term objective of increasing NPP operational acceptability and the task to guarantee to meet strict requirements of existing federal rules and regulations throughout the entire period of NPP life cycle are considered separately. That leads to not taking into consideration aspects of boosting high NPP operational acceptability when aims of NPP safety assurance are to be fulfilled. And conversely, with the intention of enforcing efficient operational acceptability the obligatory NPP safety level is made on a priori grounds. The reason for the described above situation is insufficiency of methods aimed at comprehensive or even exhaustive estimation of interaction between economic and technological numerous factors the last of which occasionally could have nothing in common. In the article methods for increasing of NPP operational acceptability via selecting optimal strategies of NPP maintenance carrying out are presented. In addition to it the methods applying could also acts as an instrument to contribute to high capacity factor value. A distinctive feature of the proposed methods is that the boosting of NPP operational acceptability is supposed to be put into practice via contemporaneous, simultaneous guarantee of mandatory NPP safety level in any NPP configuration.

Key words: risk, safety level, emergency release, probability, frequency, nuclear fuel damage, technological regulation, maintenance.

REFERENCES

1. Murogov V.M. Critical notes: history, state, problems and prospects of nuclear science and technology. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019, no. 2, pp. 55-66 (in Russian).
2. Energy Availability Factor. Available at: <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ThreeYrsEnergyAvailabilityFactor.aspx> (accessed May 17, 2019).
3. Kirillov P.L., Pioro I.L. Nuclear power as a basis for future electricity generation. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 2, pp. 5-23.
4. NP-001-97 (PNAEG-01-011-97). General Safety Regulations for Nuclear Power Plants OPB-88/97. Available at: <http://docs.cntd.ru/document/1200048646> (accessed May 17, 2019) (in Russian).
5. NP 001-15. Federal rules and regulations in the field of nuclear energy use «General Safety Assurance Provisions for Nuclear Power Plants». Moscow. FBU NTC YaRB Publ., 2016, 56 p. (in Russian).
6. Gordon B.G. Fukushima Accident's Lessons. *Ecologiya i Promyshlennost' Rossii*. 2014, no. 5, pp. 36-41 (in Russian).
7. Regulatory Oversight of Human and Organizational Factors for Safety of Nuclear Installations. IAEA-TECDOC-1846. International Atomic Energy Agency, Vienna. 2018. Available at: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE-1846web.pdf> (accessed May 17, 2019).
8. Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. International Atomic Energy Agency, Vienna. 2014. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1615_web.pdf (accessed May 17, 2019).
9. Kut'kov V.A., Tkachenko V.V., Saakjan S.P. Basic Strategies of Public Protection in a Nuclear Power Plant Beyond-Design Basis Accident. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 4, pp. 5-14 (in Russian).
10. Kut'kov V.A., Tkachenko V.V. Radiological Aspects of Nuclear Power Plant Accidents. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2011, no. 2, pp. 151-161 (in Russian).
11. Terent'ev D. A. Assessment of dimensional distribution of aerosols in emissions of Leningrad nuclear power plant. *Proc. of the IX All-Russian Scientific and Practical Conference «Sustainable development of territories: theory and practice»*. 2018, pp. 279-283 (in Russian).
12. Bukrinskij A.M. Deterministic Rulemaking and Probabilistic Orientation. *Yadernaya i Radiatsionnaya Bezopastnost'*. 2013, no. 1 (67), pp. 3-6 (in Russian).
13. Buharin V.Kh., Ershov G.A., Ermakovich Yu.L., Kalinkin A.A., Kalinkin A.I. Evaluation of NPP Protection Against Common-Cause Failures. *Atomnaya Energiya*. 2013, no. 6, pp. 315-321 (in Russian).
14. Lankin M.Yu., Miroshnichenko M.I., Hamaza A.A., Sharafutdinov R.B. Some Aspects of Safety Substantiation for Nuclear Power Plants. *Yadernaya i Radiatsionnaya Bezopastnost'*. Available at: https://www.secncs.ru/publications/nrszine/1_63_2012/uroki_avarii.php (accessed May 17, 2019) (in Russian).
15. Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1200. IAEA, Vienna. 2001. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1200_prn.pdf (accessed May 17, 2019).
16. Criteria for Diverse Actuation Systems for Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1848. International Atomic Energy Agency, Vienna. 2014. Available at: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE1848-web.pdf> (accessed May 17, 2019).

17. Determining the Quality of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1511 IAEA, Vienna, 2006. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1511_web.pdf (accessed May 17, 2019).

18. NP-095-15. Main Requirements for Probabilistic Safety Analysis of the Nuclear Power Plant Unit. Available at: <https://www.seogan.ru/np-095-15-osnovnie-trebovaniya-k-veroyatnostnomu-analizu-bezopasnosti-bloka-atomnoiy-stancii.html> (accessed May 17, 2019) (in Russian).

19. Assessment of Vulnerabilities of Operating Nuclear Power Plants to Extreme External Events. IAEA-TECDOC-1834. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2017. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE1834_web.pdf (accessed May 17, 2019).

20. Ershov G.A., Ermakovich Yu.L., Kozlov M.A., Parfent'ev M.A., Kalinkin A.I., Kalinkin A.A. Validation of the Periodicity of Checks of Nuclear Power Plant Safety Systems Using the Bars System of Programs. *Atomnaya Energiya*. 2010, no. 2, pp. 67-71 (in Russian).

Authors

Antonov Alexander Vladimirovich, Chief Expert, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: antonov@iate.obninsk.ru

Ershov Gennady Alekseevich, Chief of Department, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: gaershov@atomproekt.com

Morozova Olga Ivanovna, PhD Student

E-mail: oimorozova@yandex.ru