

В. И. Борисенко, А. А. Ключников, В. И. Пампура

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, корп. 106, Киев, 03028, Украина***ОБОСНОВАНИЕ НАДЕЖНОСТИ СИСТЕМ ОТВОДА ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ПОЗИЦИЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС**

Рассмотрена методология определения показателей надежности систем отвода тепла (СОТ) ВВЭР-1000. Анализ надежности СОТ проведен для случая обеспечения непрерывной работы по отводу остаточных тепловыделений в течение ~ 100 сут, а также при следующих предположениях: предел повреждаемости твэлов в отсутствие теплоотвода $3,0 \cdot 10^{11}$ Дж; минимальное время до достижения предела повреждаемости твэлов составляет 2 ч; время на включение резервного канала СОТ 60 с. При этом получено, что время средней наработки на отказ СОТ больше срока службы АЭС, соответственно не может быть подтверждено на основе эксплуатационных статистических данных и, следовательно, нельзя управлять надежностью СОТ. Поэтому контроль безотказности СОТ следует осуществлять через контроль безотказности его каналов. При этом требуемое время непрерывной работы канала (время между отказами) составляет 720 ч. Ввиду того, что существующие требования по времени непрерывной работы канала СОТ ограничены 240 ч, для обеспечения требуемых показателей надежности СОТ необходимо обеспечить ремонтпригодность каналов СОТ. Также требуемая надежность СОТ может быть достигнута, если дооснастить реакторную установку системами пассивного отвода тепла, которые изначально имеют высокие показатели надежности и не требуют восстановительных работ в течение продолжительного времени (30 – 100 сут) после постулируемой аварии с обесточиванием ВВЭР-1000.

Ключевые слова: остаточное тепловыделение, система отвода тепла, надежность, коэффициент готовности, наработка на отказ, система пассивного отвода тепла.

Авария на АЭС «Фукусима-1» и события, связанные с ликвидацией ее последствий непосредственно связаны с проблемой обеспечения надежности систем отвода тепла ядерного реактора при длительном полном обесточивании энергоблока.

В эксплуатируемых в настоящее время на АЭС Украины ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 проектом не предусмотрены технические средства для отвода остаточных тепловыделений в условиях длительного полного обесточивания АЭС с потерей аварийных источников электроснабжения. Для работы проектных систем, обеспечивающих отвод остаточных тепловыделений от ядерного реактора и приреакторного бассейна выдержки отработанного ядерного топлива, требуется внешнее электропитание.

Наблюдающийся в последние годы перекоп в вопросах оценки безопасности в сторону вероятностных методов анализа, иногда даже в «противовес» к детерминистским принципам обеспечения безопасности, заложенными в проектных решениях, позволил «обоснованно» исключить из анализа безопасности целый ряд исходных событий аварий, которые по вероятностной методологии считаются маловероятными. Такой подход не может получить научного обоснования, хотя бы потому, что все уже произошедшие тяжелые аварии (ТМІ-2, ЧАЭС-4, Fukushima-1) не рассматривались исследователями в предварительном вероятностном анализе безопасности, как раз по причине маловероятности сочетания событий, приведших к реализованному сценарию указанных аварий. Тяжелые аварии на АЭС являются следствием принципиальных ограничений существующей методологии оценки и обеспечения безопасности АЭС, заложенной в вероятностной модели анализа безопасности АЭС [1 – 5]. Эти методы, как показано в [6], исключают возможность обоснования надежности систем безопасности и, в частности, систем отвода тепла ядерного реактора на основе конструктивных (контролируемых) требований к безопасности АЭС.

В данной работе рассмотрена методология оценки показателей надежности систем отвода тепла (СОТ) и обоснование таких требований с позиции управления безопасностью АЭС [6, 7].

В работе [7] на основе теории [6] авторами использован научно-технический подход к формированию требований по надежности к системам безопасности, используя проектные требования по контролю за показателями допустимого содержания радиоактивных продуктов деления в теплоносителе 1-го контура ВВЭР-1000.

Другим аспектом влияния радиоактивных продуктов деления на безопасность АЭС является необходимость организации постоянного отвода остаточного тепловыделения топлива ядерного реактора, которое интенсивно и долговременно за счет радиоактивных распадов продуктов деления. В статье на основе теории [6] изложен подход к определению показателей надежности систем безопасности, которые обеспечивают аварийный отвод остаточного тепловыделения от топлива активной зоны ВВЭР-1000.

© В. И. Борисенко, А. А. Ключников, В. И. Пампура, 2014

При полном обесточивании энергоблока ВВЭР-1000 (с потерей аварийных источников электроснабжения в том числе дизель-генераторов (ДГ)) и невозможности проведения противоаварийных действий со стороны персонала время достижения предела повреждаемости твэлов (ППТ) [8] составляет менее 3 ч в проектной конфигурации оборудования и систем [9]. Если и в дальнейшем не могут быть обеспечены условия подключения систем аварийного отвода тепла, то в течение нескольких часов произойдет плавление топлива, внутрикорпусных устройств и проплавление корпуса ядерного реактора [10]. Таким образом, на пути распространения радиоактивных веществ, накопившихся в ядерном топливе, в окружающую среду остается только один физический барьер безопасности - защитная оболочка (ЗО) – контайнмент. Если и в дальнейшем невозможно предпринимать противоаварийные действия, то за счет процессов взаимодействия расплава топлива со строительными конструкциями ЗО возможно ее повреждение и неконтролируемый выход радиоактивных веществ в окружающую среду. Поэтому вопросы обеспечения отвода остаточного тепловыделения ядерного топлива имеют важное значение при нормальной работе АЭС и чрезвычайно важны в аварийных условиях, когда часть систем и оборудования АЭС могут быть недоступны по тем или иным причинам.

Очевидно, что на показатели надежности СОТ будут влиять как величина интегрального тепловыделения за рассматриваемый промежуток времени, так и динамика остаточных тепловыделений топлива. Мощность остаточного тепловыделения ядерного топлива N_{ocm} через время τ_{cm} (в секундах) после останова реактора, может быть определена [11] как

$$\frac{N_{ocm}}{N_0} = 0,066[\tau_{cm}^{-0,2} - (\tau_{cm} + T)^{-0,2}] , \quad (1)$$

где N_0 - номинальная мощность реактора, отн. ед.; N_{ocm} - мощность остаточного тепловыделения в момент времени τ_{cm} ; T – время непрерывной работы реактора на уровне мощности N_0 , с.

Для определения суммарного остаточного энерговыделения ядерного топлива за произвольно выбранный временной интервал времени между t_2 и t_1 после останова реактора воспользуемся упрощенной зависимостью (1), а именно

$$\frac{N_{ocm}}{N_0} = 0,066\tau_{cm}^{-0,2} , \quad (1a)$$

которая достаточно хорошо описывает экспериментальные данные и может быть использована для оценочных расчетов.

Соответственно суммарное остаточное тепловыделение ΔN_{ocm} за время $(t_2 - t_1)$ после останова реактора определяется по формуле

$$\Delta N_{ocm} = 0,0825[t_2^{0,8} - t_1^{0,8}] . \quad (2)$$

В табл. 1 представлена информация о значениях N_{ocm} и ΔN_{ocm} , рассчитанных для различных моментов времени после останова реактора ВВЭР-1000 тепловой мощностью $N_0 = 3,0 \cdot 10^9$ Вт, на которые есть ссылки в статье ниже.

Таблица 1

Параметр	Время после останова реактора, ч						
	26280	2472	720	240	120	24	2
N_{ocm} , Вт	$2,54 \cdot 10^5$	$2,06 \cdot 10^6$	$4,11 \cdot 10^6$	$6,57 \cdot 10^6$	$8,47 \cdot 10^6$	$1,41 \cdot 10^7$	$2,72 \cdot 10^7$
ΔN_{ocm} , Дж	$5,95 \cdot 10^{14}$	$8,98 \cdot 10^{13}$	$3,35 \cdot 10^{13}$	$1,39 \cdot 10^{13}$	$7,98 \cdot 10^{12}$	$2,20 \cdot 10^{12}$	$3,02 \cdot 10^{11}$

Пример анализа надежности СОТ проведем для случая, когда необходимо обеспечить аварийный отвод остаточного тепловыделения в течение 2472 ч (~100 сут). Это время выбрано по наиболее консервативным оценкам необходимости обеспечения аварийного отвода остаточного тепловыделения в случае экстремального воздействия на АЭС и регион ее расположения природных, техногенных катастроф или военных действий.

В настоящее время требуемое время непрерывной автономной работы СОТ ограничено 72 ч, чего явно недостаточно, если учитывать ход развития аварии на Fukushima-1. Поэтому рассмотрим наиболее консервативные требования, которые могут быть предъявлены сегодня к СОТ.

В соответствии с данными табл. 1 дальнейшее рассмотрение проведем с учетом следующих четырех ограничений (предположений).

1. Тепловыделение за первые 2 ч (консервативная оценка в соответствии с [9]), приводящее к ППТ и последующему плавлению топлива ядерного реактора, $\Delta N_{ост} = 3,0 \cdot 10^{11}$ Дж.

2. Минимальное время до достижения значения ППТ в отсутствие теплоотвода составляет 2 ч. Выделяющаяся за 2472 ч тепловая энергия $9,0 \cdot 10^{13}$ Дж намного больше ППТ за первые 2 ч. Поэтому для исключения повреждения топлива активной зоны необходимо предотвратить достижение ППТ $\Delta N_{ост} = 3,0 \cdot 10^{11}$ Дж в пределах 2 ч.

С течением времени значения принятых первых двух ограничений изменяются и зависят от сценария аварии. Так, например, время достижения ППТ через сутки уже будет составлять 6 ч, через 5 суток – 10 ч. При этом за счет более длительного отвода тепла через поверхность оборудования 1-го контура или через течь теплоносителя будет увеличиваться и предельное тепловыделение, приводящее к достижению ППТ, т.е. $\Delta N_{ост} > 3,0 \cdot 10^{11}$ Дж. Поэтому ранее принятые ограничения позволяют получить более консервативные оценки надежности СОТ.

Для аварийного отвода остаточного тепловыделения топлива в реакторе ВВЭР-1000 предусмотрены две системы, входящие в наше рассмотрение в СОТ [12]: система аварийного охлаждения активной зоны высокого давления (САОЗ ВД) и система аварийного охлаждения активной зоны низкого давления (САОЗ НД) (рис. 1).

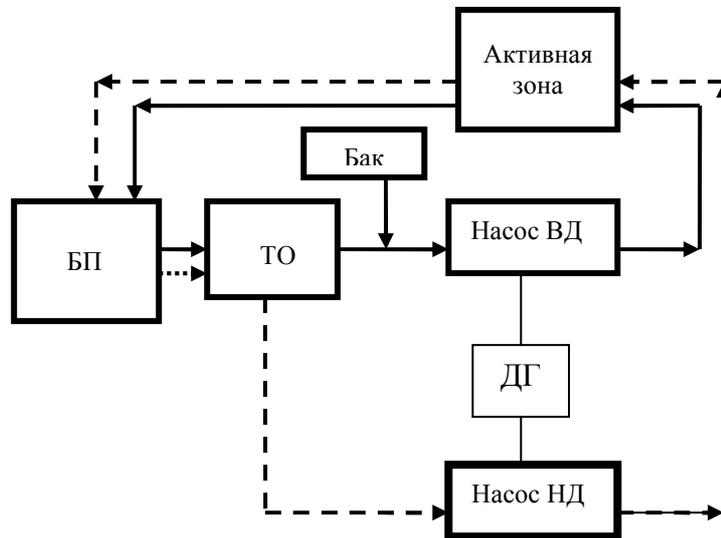


Рис. 1. Упрощенная технологическая схема соединения основных элементов САОЗ ВД и САОЗ НД по электропитанию (ДГ) и по потоку теплоносителя. Представлен один канал. Два других канала полностью идентичны.

СОТ содержит три пары каналов САОЗ ВД и САОЗ НД. В один канал САОЗ ВД входят: бак приемок (БП), теплообменник (ТО), насос ВД (Нв), арматура (Ав). В один канал САОЗ НД входят следующие элементы: бак приемок (БП), теплообменник (ТО), насос НД (Нн), Арматура (Ан). Элементы БП и ТО являются общими элементами для САОЗ ВД и САОЗ НД.

3. По консервативной оценке, которая также может корректироваться, принимаем следующее третье ограничение [13]: подтвержденное время непрерывной работы канала САОЗ ВД $t_1 = 72$ ч. Таким образом, если принять в рассмотрении, что канал САОЗ НД начнет работу после окончания работы САОЗ ВД, то время непрерывной работы канала САОЗ НД составит $t_2 = 2400$ ч. Суммарное время работы каналов СОТ, как и оговаривалось, составит $t_{12} = t_1 + t_2 = 2472$ ч.

В комплексе рассмотрения исходного положения о необходимости обеспечения непрерывной работы СОТ в течение 2472 ч принятые ограничения по требуемому времени непрерывной работы СОТ достаточно консервативны. Они предполагают, что по истечении 103 сут после аварии будет восстановлена работа систем нормальной эксплуатации реакторной установки, и отвод остаточного тепловыделения будет производиться также и с их помощью. Также учтем в рассмотрении, что отвод остаточного тепловыделения технологически может осуществляться одним каналом СОТ [12]. По-

этому в структуре СОР одна пара каналов рассматривается как функционирующая (ФПК), а две другие - как резервные (РПК). Такое рассмотрение более технологично, так как позволит избежать внезапных отказов и отказов по общей причине (например, фильтры САОЗ) всех каналов СОР в случае, если они будут непрерывно работать параллельно, как этого требует ТРБЭ [14].

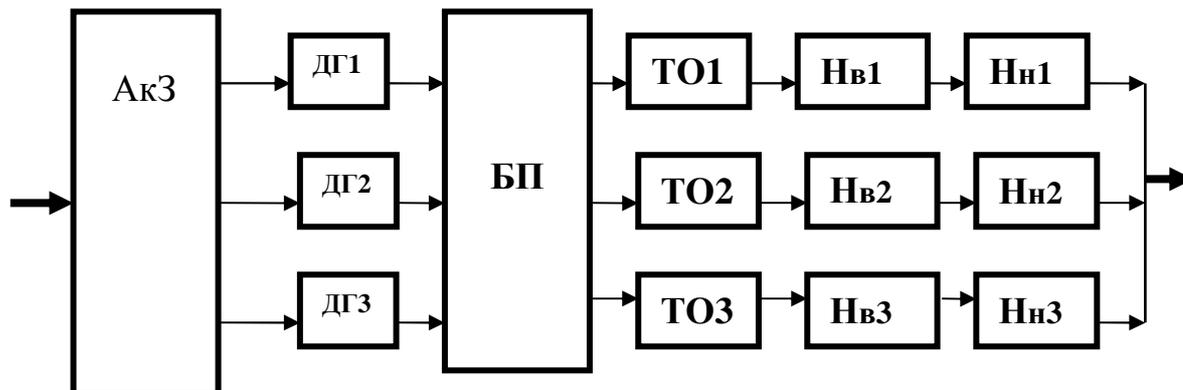


Рис. 2. Схема соединения по надежности основных элементов СОР. Три параллельно включенных канала. Первый канал - ДГ1, БП, ТО1, Нв1, Нн1, два других канала аналогично со своей нумерацией.

Рассмотрим процедуру определения надежности каналов СОР (рис. 2) с учетом вышеназванных ограничений, если требуемое время непрерывной работы СОР составляет 2472 ч. Согласно исходным данным минимальное тепловыделение в топливе до ППТ (характеризуемое как случайная величина Q_j) $q = 3,0 \cdot 10^{11}$ Дж. Соответственно отказ ФПК можно сформулировать как условие ($Q_j \geq q$), которое рассматривается как событие отказа ФПК.

Общее количество тепла (характеризуемое как случайная величина Q_i), которое должно быть отведено ФПК из активной зоны реактора за 2472 ч, составляет $h = 9,0 \cdot 10^{13}$ Дж. Это можно записать как событие ($Q_i \leq h$).

Вероятность отказа ФПК R_ϕ связана с вероятностями $P(Q_j \geq q)$ и $P(Q_i \leq h)$ согласно выражению [6]

$$P(Q_j \geq q) = R_\phi \cdot P(Q_i \leq h). \quad (3)$$

При отсутствии законов распределения вероятностей случайных величин Q_j и Q_i , согласно максимальной энтропии [6] и выражению (3), максимально допустимая вероятность отказа ФПК R_ϕ может быть определена, как

$$R_\phi = \frac{P(Q_j)}{P(Q_i)} = \frac{q}{h} = \frac{3,0 \cdot 10^{11}}{9,0 \cdot 10^{13}} = 3,3 \cdot 10^{-3}. \quad (4)$$

Соответственно вероятность безотказной работы ФПК

$$P_\phi = 1 - R_\phi = 0,996667, \quad (5)$$

а средняя наработка на отказ $T_{C\phi}$ для времени работы СОР $t_{12} = 2472$ ч

$$T_{C\phi} = \frac{t_{12}}{R_\phi} = \frac{2472}{3,3 \cdot 10^{-3}} = 7,36 \cdot 10^5 \text{ ч} \quad (6)$$

Полученное значение средней наработки на отказ СОР больше срока службы АЭС и, следовательно, его нельзя проверить на основе эксплуатационных статистических данных и нельзя управлять надежностью СОР. Оно имеет сугубо расчетное значение. Поэтому контроль безотказности СОР следует осуществлять через контроль безотказности каналов.

Вероятности отказов канала САОЗ ВД $R_{\phi 1}$ и канала САОЗ НД $R_{\phi 2}$, образующие ФПК, зависят от длительности их функционирования t_1 и t_2 следующим образом [6]:

$$R_\phi = \frac{t_1}{t_{1,2}} R_{\phi 1} + \frac{t_2}{t_{1,2}} R_{\phi 2}. \quad (7)$$

Тогда вероятности отказов каналов ФПК

$$R_{\phi_i} = \frac{t_{12}}{2 \cdot t_i} R_{\phi}, \quad i = \overline{1,2}. \quad (8)$$

С учетом значений $t_1 = 72$ ч, $t_2 = 2400$ ч и $t_{12} = t_1 + t_2 = 2472$ ч вероятности отказов каналов $R_{\phi_1} = 5,82 \cdot 10^{-2}$ и $R_{\phi_2} = 1,7 \cdot 10^{-3}$. Эти значения могут быть проконтролированы в течение срока службы АЭС.

Полученные значения вероятности отказов близки к эксплуатационным данным: в соответствии с [15] для канала САОЗ ВД вероятность отказа составляет $1,75 \cdot 10^{-2}$, а для канала гидроемкость (ГЕ) САОЗ вероятность отказа составляет $1,5 \cdot 10^{-3}$.

Согласно полученным данным, особо высокие требования по надежности предъявляются к каналу САОЗ НД. Вероятность отказа канала САОЗ НД сравнима с аналогичным показателем системы безопасности ГЕ САОЗ, построенной на пассивном принципе действия, а, следовательно, с проектно заложенными высокими значениями показателей надежности.

Особые сложности возникают при восстановлении работоспособности СОР, что видно из следующего анализа. Согласно теории надежность восстанавливаемых систем оценивается коэффициентом готовности $K_{Гi}$ [6]:

$$K_{Гi} = \frac{t_{1,2}}{\tau_{Bi} + t_{1,2}}, \quad i = \overline{1,3}, \quad (9)$$

где τ_{Bi} - время восстановления i -го канала.

Минимальное время вывода в ремонт САОЗ ВД (САОЗ НД) составляет 24 ч [11, 12], соответственно положим, что время ремонта одного канала $\tau_{Bi} = 24$ ч, Тогда коэффициент готовности одного канала $K_{Гi} = 0,9904$, $i = \overline{1,3}$. Коэффициент готовности СОР для независимых отказов каналов [6]

$$K_{Г} = 1 - (1 - K_{Гi})^3 = 0,9999991. \quad (10)$$

Значение $K_{Г} = 0,9999991$ можно считать приемлемым для обеспечения безопасности ядерного реактора. Однако, при $K_{Г} = 0,9999991$ расчетное время восстановления работоспособности СОР (включение резервного канала) составит $\tau \approx 8$ с. Такое время включения резервного канала в настоящее время обеспечить нельзя, так как время включения существующих на АЭС ДГ составляет порядка 20 - 40 с [9]. Однако это время существенно меньше времени возможного неработоспособного состояния СОР (2 ч до ППТ в первые часы после останова реактора) и его достаточно, чтобы заменить отказавший канал на исправный резервный.

4. Учитывая время включения ДГ и время включения в работу СОР по программе аппаратуры ступенчатого пуска (АСП), необходимо ввести дополнительное четвертое ограничение на время включения резервного канала $\tau = 60$ с.

В табл. 2 приведены значения величин R_{ϕ_2} , $K_{Гi}$, $K_{Г}$, $T_{C\phi}$ и τ в зависимости от требуемого непрерывного времени работы САОЗ НД.

Таблица 2

Параметр	Требуемое время работы САОЗ НД, ч				
	26280	2400	720	240	120
R_{ϕ_2}	$2,6 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$4,9 \cdot 10^{-2}$	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$
$K_{Гi}$	0,9991	0,9904	0,9706	0,9286	0,8889
$K_{Г}$	0,999999992	0,9999991	0,999975	0,999636	0,9986
$T_{C\phi}$, ч	$5,18 \cdot 10^7$	$5,36 \cdot 10^5$	$7,98 \cdot 10^4$	$1,31 \cdot 10^4$	$3,17 \cdot 10^3$
τ , с	0,1	7,9	72,5	409,5	949,5

Таким образом, с учетом принятых ограничений и допущений на работу СОР максимальное время, в течение которого обеспечивается отвод остаточных тепловыделений СОР с учетом необходимого времени восстановления $\tau \approx 60$ с, должно быть ~ 720 ч. В течение этого времени должно быть обеспечено восстановление работоспособности систем нормальной эксплуатации реакторной установки, а в случае необходимости смонтированы и подключены дополнительные системы отвода остаточных тепловыделений. Если определенного таким образом времени непрерывной работы СОР 720 ч достаточно для гарантированного восстановления поврежденных систем АЭС в результате природных, техногенных или военных воздействий на АЭС, то реализованных проектных решений достаточно для обеспечения теплоотвода ядерного реактора. В противном случае, если в результате

постулируемых воздействий на АЭС восстановление поврежденных систем АЭС не может быть гарантировано за 720 ч, необходимо дополнительно к проекту дооснастить реакторную установку дополнительными высоконадежными системами отвода остаточных тепловыделений.

Если еще дополнительно учесть, что в проектах эксплуатируемых энергоблоков с ВВЭР-1000 не предусмотрены технические средства для отвода остаточного тепловыделения в условиях длительного полного обесточивания АЭС с потерей аварийных источников электроснабжения, то очевидно, что для надежного обеспечения отвода остаточного тепловыделения реакторная установка с ВВЭР-1000 должна быть дополнительно оснащена, например системами пассивного отвода остаточных тепловыделений (СПОТ). Поэтому в новых проектах ВВЭР-1000/(В-392, В-428, В-446, В-412) по сравнению с проектом ВВЭР-1000/В-320 дополнительно предусмотрены новые пассивные системы безопасности, в том числе различные СПОТ, а также разработаны система подавления водорода, устройство для улавливания расплава активной зоны, двойная ЗО здания реактора [16].

Учитывая четвертое ограничение, необходимо принять допустимое время непрерывной работы канала (время между отказами) САОЗ НД $t_{1,2} = 720$ ч и время восстановления 72,5 с.

При наработке на отказ канала СОР 720 ч и требуемом времени, согласно четвертому ограничению $t_2 = 2400$ ч, по истечении которого будет восстановлена работа систем АЭС в необходимом объеме, потребуется примерно три раза восстанавливать работоспособность ФПК. Восстановление работоспособности ФПК в аварийном режиме (в течение 2400 ч) связано с проблемой обеспечения безопасности обслуживающего (ремонтирующего) персонала.

Для решения проблемы обеспечения безопасности обслуживающего (ремонтного) персонала требуется исключить ремонт СОР в аварийном состоянии реакторной установки. Это можно обеспечить, если внедрить в эксплуатацию СПОТ, построенную на пассивных принципах отвода тепла и, соответственно, имеющую высокие показатели по надежности и не требующую проведения восстановительных работ в течение длительного времени (более 2472 ч).

Рассмотрим вопрос определения требований к надежности СПОТ в предположении, что ее эффективность по теплоотводу сравнима с каналом СОР - в действительности она меньше и в модели необходимо учитывать разные возможности по отводу тепла в каналах СОР и СПОТ. В новых проектах ВВЭР принято 4-канальное исполнение СПОТ по 1-му контуру, которое компенсирует различие в возможности теплоотвода каналом СОР и СПОТ. Согласно принятой математической модели анализа безотказности, СПОТ должна функционировать в течение 2472 ч. В нашем рассмотрении эффективность СПОТ по теплоотводу сравнима с эффективностью канала СОР. Поэтому его максимально допустимая вероятность отказа должна удовлетворять определенному ранее по формуле (4) значению $R_{\phi} = 3,3 \cdot 10^{-3}$, и в соответствии с формулой (6) средняя наработка на отказ СПОТ $T_{СП} = 7,36 \cdot 10^5$ ч.

Полученное расчетное значение средней наработки на отказ СПОТ $7,36 \cdot 10^5$ ч больше срока службы АЭС и, следовательно, ее нельзя проконтролировать в процессе эксплуатации АЭС.

Чтобы устранить этот недостаток, СПОТ следует охватить контуром управления, включая систему диагностики [6, 7]. Это позволяет существенно понизить требование непосредственно к безотказности СПОТ за счет безотказности контура управления, а также его себестоимость. Например, если вероятность безотказности контура управления равна 0,99, то требуемое значение средней наработки на отказ СПОТ можно понизить на два порядка, что делает ее пригодной для контроля и приемлемой в цене [6, 9]. Тогда значение $7,36 \cdot 10^5$ ч можно рассматривать как сугубо расчетное значение средней наработки на отказ СПОТ с контуром управления. При этом контроль надежности структуры следует осуществлять косвенно, через контроль надежности СПОТ и системы управления.

Из приведенного анализа следует принципиальный вывод, что СПОТ является необходимым дополнением к СОР для обеспечения надежного аварийного отвода остаточных тепловыделений ядерного реактора с позиций обеспечения более высоких показателей по безопасности АЭС

Приведенная методология ограничена только обоснованием требований к надежности СОР и СПОТ. Для управления безопасностью АЭС этого недостаточно. Требуются методы обеспечения расчетных значений показателей надежности путем управления надежностью технологий изготовления и эксплуатации (ремонта) СОР и СПОТ [6, 9].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Канур К., Ламберсон Л.* Надежность и проектирование систем. – М.: Мир, 1980. – 64с.
2. *Haasl D.F.* Advanced concepts in fault tree analysis // System Safety Symposium. Washington, DC. - 1965. – P. 178 - 193.

3. Хенли Э.Д., Кумамото Х. Надежность технических систем и оценка риска. – М.: Машиностроение, 1984. – 528 с.
4. Уивер Л. Риск от аварии на АЭС с легководными реакторами // Безопасность ядерной энергетики. – М.: Атомиздат. 1980. - С.114 - 133.
5. Острейковский В.А., Швыряев Ю.В. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ. - М.: Физматлит, 2008. - 352 с.
6. Пампуро В.И. Оптимальное управление безопасностью экологически опасных объектов. - К.: Наук. думка, 2012. – 599 с.
7. Борисенко В.И., Ключников А.А., Пампуро В.И. Обоснование показателей безопасности АЭС // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2011. - Вип.15. - С. 6 - 10
8. Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском. НП 306.2.145-2008.
9. Национальный отчет Украины. Результаты «стресс-тестов». – ГИЯРУ, 2011. -136 с.
10. Журбенко А.В., Будаев М.А., Звонарев Ю.А. и др. Анализ протекания запроектных аварий и их радиационных последствий для проектирования системы аварийного сброса из герметичных помещений АЭС с ВВЭР // 8-я МНТК «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». МНТК-12. Москва, 23 - 25 мая 2012. - С. 189 - 192.
11. Хизанцян А.М., Оганесян Л.С. Остаточные энерговыделения при аварийных остановах реакторов типа ВВЭР // Изв. НАН РА и ГИУА. Сер. ТН.2007.Т.LX, № 1. С. 100 - 106.
12. Отчет по анализу безопасности. База данных по ЯППУ для целей АЗПА. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. ЕР37-2006.310.ОД(3). - ООО «Энергориск», 2008. - 569 с.
13. Заключительный отчет по вероятностному анализу безопасности первого уровня для внутренних исходных событий энергоблока № 5 ОП ЗАЭС. 21.5.59.ОБ.04. - НАЭУ «Энергоатом», 2005.
14. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока № 4 Ривненской АЭС. 4-Р-РАЭС.
15. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Отчет по анализу безопасности. Вероятностный анализ безопасности. ВАБ 1 уровня при работе энергоблока № 1 ЮУ АЭС на номинальном уровне мощности. Итоговый отчет. 23.1.39.ОБ.04.01. – Южноукраинск: НАЭК «Энергоатом». – 444 с.
16. Колтаков В.И., Стефанишин Н.А., Остапчук С.А. Эволюция проектов реакторных установок ВВЭР-1000 // Ядерна та радіаційна безпека. - 2011. - № 4 (52). - С. 33 - 39.

В. І. Борисенко, О. О. Ключников, В. І. Пампуро

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна

ОБГРУНТУВАННЯ НАДІЙНОСТІ СИСТЕМ ВІДВОДУ ЗАЛИШКОВОГО ТЕПЛОВИДІЛЕННЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА З ПОЗИЦІЙ БЕЗПЕКИ АЕС

Розглянуто методологію визначення показників надійності систем відведення тепла (СВТ) ВВЕР-1000. Аналіз надійності СВТ проведено для випадку забезпечення безперервної роботи з відведення залишкових тепловиділень протягом ~ 100 діб, а також при таких припущеннях: межа пошкоджуваності ТВЕЛ за відсутності тепловиділення становить $3,0 \cdot 10^{11}$ Дж; мінімальний час до досягнення межі пошкоджуваності ТВЕЛ становить 2 год; час на включення резервного каналу СВТ становить 60 с. При цьому отримано, що час середнього напруцювання на відмову СВТ більший за термін служби АЕС і, відповідно, не може бути підтверджено на основі експлуатаційних статистичних даних, а отже, не можна керувати надійністю СВТ. Тому контроль безвідмовності СВТ слід здійснювати через контроль безвідмовності його каналів. При цьому необхідний час безперервної роботи каналу (час між відмовами) становить 720 ч. З огляду на те, що існуючі вимоги по часу безперервної роботи каналу СВТ обмежені 240 год, для забезпечення необхідних показників надійності СВТ необхідно забезпечити ремонтпридатність каналів СВТ. Також необхідна надійність СВТ може бути досягнута, якщо дооснастити реакторну установку системами пасивного відводу тепла, які спочатку мають високі показники надійності і не вимагають відновлювальних робіт протягом тривалого часу (30 - 100 діб) після постульованій аварії з знеструмленням ВВЕР-1000.

Ключові слова: залишкове тепловиділення, система відводу тепла, надійність, коефіцієнт готовності, напрацювання на відмову, система пасивного відводу тепла.

V. I. Borysenko, O. O. Kliuchnykov, V. I. Pampuro

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Lysogirska str., 12, building 106, Kyiv, 03028, Ukraine

JUSTIFICATION OF RELIABILITY OF THE SYSTEM DECAY HEAT REMOVAL OF A NUCLEAR REACTOR FROM THE POINT OF VIEW OF NPP SAFETY

The article describes the methodology for determining the reliability of the systems decay heat removal (SDHR) of VVER-1000. Reliability analysis of the SDHR made for the case to ensure continuous operation for decay heat removal for about 100 days. Also, under the following assumptions: the limit of damage to the fuel elements in the absence of heat removal is $3,0 \cdot 10^{11}$ J, the minimum time to reach the limit of damage to the fuel elements is 2 hours, while the inclusion of back-channel SDHR is 60 seconds. In this case, it was found that the average time between failures SDHR more plant life, and therefore, can not be verified on the basis of operational statistics and, therefore, can not be controlled of reliability system. Therefore, control of system reliability should be done through the control of reliability of its channels. In this case, the required uptime channel (Time Between Failures) is 720 hours. Because the existing requirements for the running time of the channel is limited SDHR 240 hours, to ensure the reliability required to ensure maintainability of the SDHR channels. SDHR also required reliability can be achieved if the reactor system retrofit passive heat removal systems, which initially have a high reliability and not require rehabilitation for a long time (30 - 100 days) following a postulated accident with a blackout of the VVER-1000.

Keywords: decay heat, heat removal system, reliability, availability factor, time to failure, passive heat removal system.

REFERENCES

1. *Kapoor K., Lamberson L.* Reliability and systems design. – Moskva: Mir, 1980. – P. 64 (Rus)
2. *Haasl D.F.* Advanced concepts in fault tree analysis // System Safety Symposium. Washington, DC. - 1965. – P. 178 - 193.
3. *Henley E.J., Kumamoto H.* Reliability engineering and risk assessment. - Moskva: Mashinostroenie, 1984. - P. 528. (Rus)
4. *Weaver L.* The risk of accidents at nuclear power plants with light water reactors // Safety of nuclear power. - Moskva: Atomizdat. 1980. - P. 114 - 133. (Rus)
5. *Ostreikovskyy V.A., Shvyryaev Y.* Safety of nuclear power plants. Probabilistic analysis. - Moskva: Fizmatlit, 2008. P. 352. (Rus)
6. *Pampuro V.I.* Optimal safety control of ecologically dangerous objects. – Kyiv: Naukova Dumka, 2012. – 599 p. (Rus)
7. *Borysenko V.I., Klyuchnykov O.O., Pampuro V.I.* Background of NPP safety parameters // Problemy bezpeky atomnyh electrostantsiy i Chornobylya (Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl). - 2011. - Iss. 1. - P. 6 - 10. (Rus)
8. *Rules* nuclear reactors safety of nuclear power plants with pressurized water reactors. НП 306.2.145-2008. (Ukr)
9. *National Report of Ukraine.* The results of "stress tests". - GIYARU, 2011. - P. 136. (Rus)
10. *Zurbenko A.V Budaev M.A., Zvonarev J.A.* etc. Analysis of the flow of beyond design basis accidents and their radiological consequences for the design of the emergency relief from hermetic rooms VVER. 8th IRTC "Safety, efficiency and economics of nuclear power." IRTC-12. Moscow. 25.05.2012. - P. 189 - 192. (Rus)
11. *Hizantsyan A.M., Hovhannisyan L.S.* Residual energy in emergency shutdown of the reactor VVER // Izvestija NAN RA and SEUA. Ser. TN.2007.T.LX, № 1. - P. 100 - 106. (Rus)
12. *Safety analysis report.* Database of NSSS for BDBA. Zaporizhia nuclear power plant. Power unit number 5. EP37-2006.310.ОД (3). Ltd. "Energorisk", 2008. - 569 p. (Rus)
13. *Final report of the PRA-1 for internal initiating events of ZNPP-5.* 21.5.59. ОБ.04. - NNEC "Energoatom", 2005.-P. 601. (Rus)
14. *Technological rules of safe operation of power unit #4 Rivne NPP.* 4-Р-ПАЭС. (Rus)
15. *South Ukrainian nuclear power plants.* Power unit number 1. Safety analysis report. The probabilistic safety analysis. PSA Level 1 when operating unit number 1 SUNPP at nominal power level. Final Report. 23.1.39. ОБ.04.01. - Yuzhnoukrayinsk: NAEC "Energoatom". - P. 444. (Rus)
16. *Koltakov V.I., Stefanishin N.A., Ostapchuk S.A.* Evolution of reactor VVER-1000 // Jaderna ta radiatsiyina bezpeka. - 2011. - No. 4 (52). - P. 33 - 39. (Rus)

Надійшла 02.09.2013
Received 02.09.2013