

## МЕТОД УЧЕТА НАДЕЖНОСТИ ЧЕЛОВЕКО-МАШИННЫХ КОМПЛЕКСОВ РУ ПРИ ПРИНЯТИИ УПРАВЛЕНЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ И РЕЗУЛЬТАТЫ ЕГО ПРИМЕНЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ БАЛАКОВСКОЙ АЭС

**Ю.В. Волков, А.В. Соболев**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ*



Предложен метод учета надежности оборудования и персонала при принятии управленческих решений. Метод основан на сравнительном анализе показателей надежности конкретного объекта исследования со среднеотраслевыми значениями. Представлены результаты использования метода для выбранной в качестве примера Балаковской АЭС.

**Ключевые слова:** надежность оборудования, надежность персонала, принятие управленческих решений, опыт эксплуатации, распределение Вейбулла, среднеотраслевые показатели надежности.

**Keywords:** reliability, human reliability, management decisions, operating experience, Weibull distribution, average reliability of Russian NPP.

Современное общество все больше внимания уделяет проблемам безопасности техногенных систем. Причин этому много и они существенно различаются по своей сути. Проблемы обеспечения технической безопасности прежде всего надо решать в наиболее потенциально опасных производствах и соответствующих им отраслях. «Пиковыми» по опасности последствий от возможных аварий можно назвать химическую промышленность и атомную отрасль [1–3]. Правда, следует отметить, что основные трудности вызывает измерение или расчет критериев безопасности, содержащих в себе случайные величины. Случайные величины содержатся как в «шансе» наступления исходного события, так и в случайных отказах оборудования и его комплексов, сопровождающих это событие.

Знай заранее управляющая компания АЭС Фукусима, что волна цунами зальет дизель-генераторы, она предприняла бы меры по исключению этого события и, как следствие, не было бы аварии. Не откажи задвижка на линии сброса среды в бак-барботер из компенсатора давления на АЭС Три Майл Айленд [4] – может и не было бы таких последствий аварии. Ошибки персонала (отказы персонала) могут быть иницирующими событиями и событиями, сопровождающими аварийную последовательность.

Показатели надежности оборудования и персонала непосредственно формируют показатели безопасности атомных станций (АС). Соответственно, управляя надежностью АС, т.е. разумно ее улучшая, можно осуществить управление безопасно-

© Ю.В. Волков, А.В. Соболев, 2013

стью АС. Здесь приводится пример возможного принятия управленческих решений на АС, позволяющих обнаружить «слабые звенья» по критериям надежности.

Суть идеи заключается в сравнении показателей надежности конкретной АС со средними по отрасли [5]. На основании такого сопоставления можно ориентировочно судить о состоянии технического парка и об общем уровне подготовки персонала рассматриваемой площадки. Предлагается для сравнений использовать параметры распределения Вейбулла

$$f(t) = \rho \cdot \alpha \cdot (\rho \cdot t)^{\alpha-1} e^{-(\rho \cdot t)^\alpha}, \quad (1)$$

где  $\alpha$  – безразмерный параметр распределения (фактор формы);  $\rho$  – параметр распределения размерности  $t^{-1}$ .

Это распределение представляется распределением случайной величины (в данном случае – временем до происшествия), появление которой инициируется множеством независимых случайных процессов повреждения объекта. Часто распределение Вейбулла называют «распределением экстремального значения». В теории экстремальных значений [6, 7] оно соответствует переходному распределению, когда отыскивается выборочное среднее случайных величин, а предельным является распределение Гумбеля, когда отыскивается распределение наибольшего «канала» влияния. Распределение Вейбулла использовано авторами в работах [5, 8] для анализа безопасности ряда объектов ядерной энергетики.

Одной из характерных особенностей распределения (1) является его переход в экспоненциальное при  $\alpha = 1$ . Важно также, что при  $\alpha < 1$  оценки вероятностей реализации событий на интервале от 0 до  $1/\rho$ , полученные по (1), больше, чем для эквивалентного экспоненциального распределения. В предельном случае при  $\alpha \rightarrow 0$  плотность распределения вырождается в  $\delta$ -функцию, расположенную в начале отсчета; соответственно, вероятность события при  $t \rightarrow 0$  стремится к единице.

В приложение к рассматриваемой задаче, если  $\alpha \rightarrow 0$ , то происшествие происходит гарантированно в интервале времени  $\Delta t \rightarrow 0$  сразу после начала работы. Именно поэтому, когда для анализируемых отказов параметр  $\alpha$  распределения (1) меньше единицы, такие отказы называют «приработочными». Они возникают из-за скрытых дефектов оборудования, ошибок монтажа и ремонта, малой опытности эксплуатационного персонала, и их главная особенность в том, что они проявляются в короткое время после начала работы.

Диаметрально противоположная картина возникает, когда параметр  $\alpha$  распределения Вейбулла превышает единицу. Это свидетельствует о длительном периоде накопления дефектов в оборудовании, и такие отказы называют «износными» (стареющими). В предельном случае при  $\alpha \rightarrow \infty$  плотность распределения вырождается в  $\delta$ -функцию при  $t = 1/\rho$ . Получается, что событие гарантированно происходит при достижении времени  $t = 1/\rho$ . Интерпретация этого факта в рамках рассматриваемой задачи такова: если  $\alpha \gg 1$ , то по достижении времени  $t = 1/\rho$  происходит отказ объекта.

Данные опыта эксплуатации АС позволяют количественно охарактеризовать их безотказность в рамках конкретной страны. Кроме того, в соответствии с [9] данные по происшествиям на реакторных установках позволяют характеризовать общий уровень производства и общую атмосферу работы. На основании этих данных можно выделить энергоблоки, надежность (а значит, и безопасность) которых ниже средней по стране, и блоки с повышенными показателями надежности. Аналогично, если разделить данные опыта эксплуатации реакторных установок на происшествия, реализовавшиеся из-за отказов оборудования и отказов, связанных с ошибками персонала, то можно выделять энергоблоки с пониженными показателями надежности персонала и низкими показателями надежности технического парка в срав-

нении со средними по отрасли. Это позволяет принимать действительно необходимые управленческие решения, направленные на повышение безопасности АС.

Таблица 1

**Учетные происшествия на Балаковской АЭС**

№	Отказы оборудования		Ошибки персонала		Все типы	
	Дата	Интервал времени, сутки	Дата	Интервал времени, сутки	Дата	Интервал времени, сутки
1	10.10.1996	156	10.06.1997	200	10.10.1996	156
2	18.11.1996	96	30.07.1997	140	18.11.1996	96
3	12.12.1996	600	03.09.1997	8144	12.12.1996	600
4	11.05.1997	268	01.04.2003	2748	11.05.1997	120
5	17.07.1997	48	16.02.2005	1344	10.06.1997	148
6	29.07.1997	8	18.01.2006		17.07.1997	48
7	31.07.1997	4512			29.07.1997	4
8	01.09.2000	120			30.07.1997	4
9	01.10.2000	500			31.07.1997	136
10	03.02.2001	40			03.09.1997	4376
11	13.02.2001	316			01.09.2000	120
12	03.05.2001	2248			01.10.2000	500
13	16.11.2002	812			03.02.2001	40
14	07.06.2003	888			13.02.2001	316
15	15.01.2004	1176			03.05.2001	2248
16	04.11.2004	864			16.11.2002	544
17	08.06.2005	160			01.04.2003	268
18	18.07.2005	764			07.06.2003	888
19	25.01.2006	1476			15.01.2004	1176
20	29.01.2007	380			04.11.2004	416
21	04.05.2007				16.02.2005	448
22					08.06.2005	160
23					18.07.2005	736
24					18.01.2006	28
25					25.01.2006	1476
26					29.01.2007	380

Сравнение величин параметров распределения Вейбулла, характеризующих надежность атомной станции, основано на эвристическом суждении: чем больше величина параметра  $p$ , тем «хуже» надежность объекта исследования. О параметре  $\alpha$  можно сказать, что наиболее желательными являются его значения на интервале от нуля до единицы, когда отказы связаны с «приработкой». Причем, чем ближе параметр  $\alpha < 1$  к единице, тем выше надежность изделия, т.к. в этом случае отказы из приработочных переходят в разряд внезапных.

Если же  $\alpha > 1$ , то отказы вызваны старением и деградацией оборудования, человеко-машинных систем и других комплексов, составляющих объект исследования.

Для демонстрации возможности использования сведений о надежности при принятии управленческих решений был выполнен анализ опыта эксплуатации Балаковской АЭС. В результате этого анализа сформирована выборка, состоящая из 26-ти происшествий за промежутки времени с 1996 по 2007 гг. В таблице 1 представлены даты происшествий и их классификация в зависимости от причин. В качестве причин реализации происшествий рассматривались отказы оборудования и отказы (ошибки) персонала. Такое разделение вполне достоверно демонстрирует возможности предлагаемого метода, и при необходимости может быть расширено. Интервалы времени между происшествиями рассчитаны с учетом одновременной эксплуатации четырех энергоблоков (т.е. календарный интервал времени между соседними происшествиями увеличен в четыре раза).

Расчет оценок параметров  $\alpha$  и  $\rho$  распределения Вейбулла для происшествий на Балаковской АЭС выполнен методом, основанным на принципе метода моментов и названным «прямым методом» [5]. Результаты расчетов представлены в табл. 2. Сравнение оценок, полученных для Балаковской АЭС (табл. 2), с соответствующими оценками параметров по отрасли (выдержка из табл. 1 работы [5], табл. 3) дает возможность судить о состоянии оборудования и персонала этой АЭС относительно отрасли в целом.

Таблица 2

**Результаты расчетов оценок параметров распределения Вейбулла по происшествиям на Балаковской АЭС**

№	Тип происшествия	Число наблюдений, $k$	Параметры распределения Вейбулла					
			$\rho_{\min} \cdot 10^3, 1/(\rho \cdot c)$	$\rho \cdot 10^3, 1/(\rho \cdot c)$	$\rho_{\max} \cdot 10^3, 1/(\rho \cdot c)$	$\alpha_{\min}$	$\alpha$	$\alpha_{\max}$
1	Все типы	26	1,31	2,2	4,53	0,52	0,66	0,96
2	Технические отказы	21	0,95	1,6	2,9	0,58	0,75	1,13
3	Ошибки персонала	5	0,22	0,46	1,4	0,51	0,76	2,5

Таблица 3

**Оценки параметров распределения Вейбулла методом моментов по происшествиям на АЭС РФ**

№	Тип происшествия	Число наблюдений, $k$	Параметры распределения Вейбулла					
			$\rho_{\min} \cdot 10^3, 1/(\rho \cdot c)$	$\rho \cdot 10^3, 1/(\rho \cdot c)$	$\rho_{\max} \cdot 10^3, 1/(\rho \cdot c)$	$\alpha_{\min}$	$\alpha$	$\alpha_{\max}$
1	Все типы	211	2,10	2,81	3,82	0,501	0,552	0,624
2	Технические отказы	153	1,4	1,951	2,77	0,506	0,566	0,659
3	Ошибки персонала	58	0,411	0,574	0,847	0,603	0,709	0,881

Из сравнения отраслевых показателей с результатами, полученными для Балаковской АЭС, видно, что отраслевое значение фактора формы распределения Вейбулла отличается от соответствующего параметра Балаковской АЭС для происшествий, причинами которых были как ошибки персонала, так и отказы оборудования.

ния ( $\alpha_{\text{Бал}} = 0,66 > \alpha_{\text{рф}} = 0,552$ ). Кроме того, среднее значение оценки  $\alpha_{\text{Бал}}$  превышает правую границу интервала значений  $\alpha_{\text{рф}}$ . Сравнение оценок параметра  $\rho$  (рис.1б) показывает, что по этому параметру Балаковская АЭС также более благополучна, чем отрасль в целом. Это говорит о том, что вероятность unplanned остановов на этой АЭС ниже, чем средняя по российским АЭС.

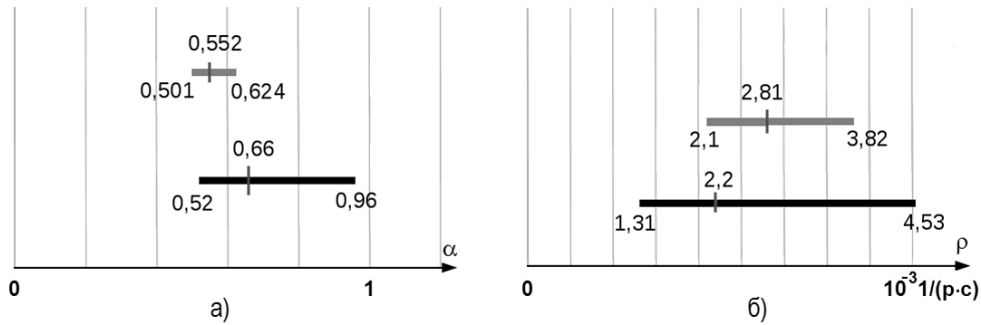


Рис. 1. Интервалы оценок параметров распределения Вейбулла для происшествий всех типов: верхний отрезок – отраслевые значения; нижний – оценки для Балаковской АЭС

Отдельно следует обратить внимание на то, что больший разброс в оценках параметров распределения Вейбулла для Балаковской АЭС относительно отраслевых оценок связан с меньшей статистикой происшествий на выбранной для примера площадке.

Из рисунка 1 видно, что хотя оценки параметров распределения Вейбулла для Балаковской АЭС имеют больший разброс в сравнении с отраслевыми оценками, средние значения для этой станции укладываются в интервалы значений оценок параметров  $\alpha$  и  $\rho$  для отрасли.

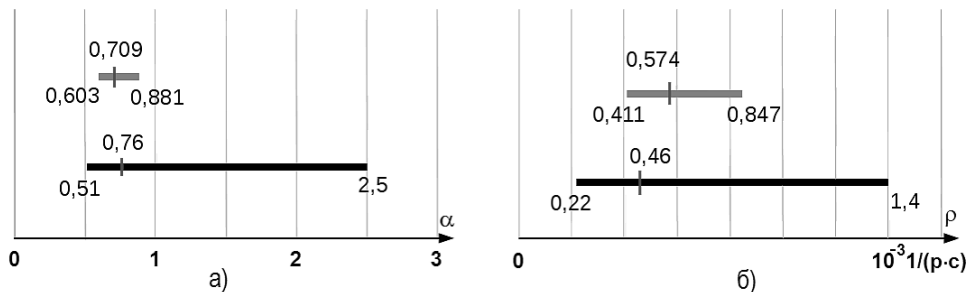


Рис. 2. Интервалы оценок параметров распределения Вейбулла для происшествий из-за ошибок персонала: верхний отрезок - отраслевые значения; нижний - оценки для Балаковской АЭС

Выделить доминирующие причины происшествий на Балаковской АЭС можно с помощью сравнительного анализа оценок параметров распределения Вейбулла. Сравнение фактора формы распределения Вейбулла для происшествий, возникших из-за ошибок персонала на рассматриваемой площадке, с данными табл. 3 показывает, что его величина превышает отраслевое значение ( $\alpha_{\text{Бал}} = 0,76 > \alpha_{\text{рф}} = 0,709$ ) и лежит внутри интервала значений  $\alpha_{\text{рф}}$  [0,603; 0,881] (рис. 2а). Кроме того, из рис. 2б видно, что оценки среднего значения параметра меньше, чем в среднем по отрасли. Это свидетельствует о более высокой (в среднем) надежности персонала Балаковской АЭС в сравнении с отраслью.

Аналогично можно соотнести происшествия из-за технических отказов оборудования (рис. 3). В результате приходим к выводу, что технический парк рассматриваемой атомной станции находится в более благополучном состоянии, чем в целом по отрасли.

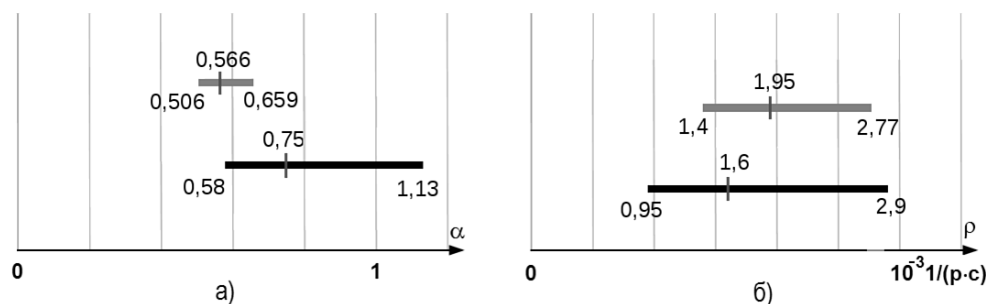


Рис. 3. Интервалы оценок параметров распределения Вейбулла для происшествий из-за отказов оборудования: верхний отрезок – отраслевые значения; нижний – оценки для Балаковской АЭС

Представленный пример анализа может быть использован для получения вспомогательной информации, позволяющей сформировать адекватную картину текущего состояния как единичных энергоблоков, так и их комплексов, объединенных по разным критериям (например, расположение на одной площадке, тип реактора и т.д.). Предложенная методика может помочь при принятии технических и организационных решений по управлению надежностью и безопасностью ядерных энергоблоков, опираясь на использованные здесь количественные критерии надежности оборудования и персонала.

Так получилось, что взятая для примера Балаковская АЭС оказалась более благополучной по предложенным показателям в сравнении со средними показателями по отрасли. Значит, есть АС, у которых эти же показатели хуже, чем средние по отрасли. Авторы имеют возможность провести такой анализ для любой отечественной АС и готовы к сотрудничеству с соответствующими организациями и предприятиями.

### Литература

1. Острейковский В.А. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ. / В.А. Острейковский, Ю.В. Швыряев – М.: Физматлит, 2008. – 352 с.
2. Энциклопедия по нарушениям в работе АС. / Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, Ю.В. Андреева и др. / Под ред. И.В. Зонова, В.В. Сайтиева, В.Н. Абрамовой. – М.: ООО «НИПКЦ Восход-А», 2009. – 436 с.
3. Швыряев Ю.В. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения. / Ю.В. Швыряев, А.Ф. Барсуков, А.А. Деревянкин и др. – М.: ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1992. – 265 с.
4. Волков Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ. / Ю.В. Волков. Учеб. пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1997. – 102 с.
5. Волков Ю.В. Разработка методов и оценка показателей надежности персонала по статистике инцидентов на АЭС РФ / Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, А.Н. Шкарковский // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 4. – С. 15–24.
6. Соболевский А.Н. Теория вероятностей и основы математической статистики для физиков. / А.Н. Соболевский. Учеб. пособие. – М.: Физический факультет МГУ им. М. В. Ломоносова, 2007. – 46 с.
7. Джонсон Н.Л. Одномерные непрерывные распределения. / Н.Л. Джонсон, С. Коц, Н. Балакришнан. Пер. с англ. О. И. Волковой [и др.]. – М.: БИНОМ, Лаборатория знаний, 2010. – Ч.2 – 600 с.
8. Волков Ю.В. Результаты разработки методов экспертного опроса и оценки с их помощью показателей надежности персонала энергоблока АС при действиях в переходных и аварийных режимах / Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев и др. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 1. – С. 116–124.
9. Справочник по надежности / под ред. Б.Е. Бердичевского в 3-х т. – М.: Мир, 1970. – Т.2 – 304 с.

Поступила в редакцию 27.08.2013 г.

**УДК 621.039.58**

*Method to accounting reliability of human-machine systems in NPP to decision-making, and the results of its application to the example of Balakovo NPP | Yu. V. Volkov, A. V. Sobolev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 6 pages, 3 tables, 3 illustrations. – References, 9 titles.*

This paper presents the method to accounting reliability of equipment, personnel and facilities when making management decisions. The method based on comparative analysis of reliability particular study object with the average values for Russian NPP. Presents the results of using the method for chosen as an example, Balakovo NPP.

**УДК 539.182+544.1+14+930.85**

*At the 100 years anniversary of Bohr atom model | V. V. Kharitonov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 4 pages, 1 illustrations. – References, 4 titles.*

First planetary atom model was finding by Boris N. Chicherin (1828–1904) in Russia. In 1888–1889 Chicherin described this model in scientific review «Zhurnal Russkogo Fiziko-Himicheskogo Obshchestva». At 25 years after Niels Bohr developed the *Bohr model of the atom*, in which he proposed that energy levels of electrons are discrete, and that they revolve in stable orbits around the atomic nucleus, but can jump from one energy level (or orbit) to another.

**УДК 621.039.546**

*Behavior of E125 alloy under high-temperature oxidation | V. G. Asmolov, V. P. Smirnov, A. Yu. Leshchenko, I. V. Kuzmin, A. S. Pokrovsky, G. P. Kobylansky, D. V. Kharkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 5 illustrations. – References, 8 titles.*

The paper presents methods and results of studies into oxidation of the non-irradiated alloy E125 at 700–1100° C in a steam-argon medium. A comparative analysis of the data on the corrosion behavior of the E110 alloy and foreign Zr-2.5% Nb alloys has been carried out. Significant differences in the kinetic oxidation of the E125 and E110 alloys at 900 – 1000 ° C are revealed.

**УДК 621.039.51**

*Verification of DYNCO code in HTGR core simulating | M. V. Silin, A. V. Levchenko, O. A. Grigorieva; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 8 pages, 5 tables, 6 illustrations. – References, 4 titles.*

The paper is concerned with results of verification of DYNCO code in neutronic HTGR core simulating. This verification is based on international benchmark. It is indicated that used DYNCO code can be applied for high-temperature reactors calculations and obtained by DYNCO results describe neutron characteristics with good agreement.

**УДК 629.76:629.78**

*On the experimental study of the converters of thermal energy into the parallel photon beam | A. V. Gulevich, O. F. Kukharchuk, N. I. Loginov, A. S. Mikheev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 3 tables, 8 illustrations. – References, 5 titles.*

Present paper is a prolongation of the paper [1] devoted to the theoretical estimations of the direct conversion of thermal energy from the nuclear reactor into the energy of directional flow of infrared radiation. Experimental facilities constructed for the modeling of processes taking place in the systems concerned are described, and a certain part of results obtained is