

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ И ОЦЕНКА ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПО СТАТИСТИКЕ ИНЦИДЕНТОВ НА АЭС РФ

Ю.В. Волков*, Д.С. Самохин*, А.В. Соболев*, А.Н. Шкаровский**

** Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*

*** Концерн «Росэнергоатом», г. Москва*



Работа посвящена методам оценки параметров надежности персонала по статистическим данным. Выделены четыре типа ошибок персонала и рассмотрены возможности методов оценки значений параметров закона распределения времени между ошибками заданного типа. Представлены результаты обработки статистики инцидентов на АЭС РФ двумя разными методами и проведен анализ результатов на согласованность. Полученные практические результаты позволяют утверждать, что наиболее целесообразно и оправданно описывать случайное время между инцидентами на АЭС законом распределения Вейбулла. Даны рекомендации по использованию результатов работы при выполнении ВАБ АЭС.

ВВЕДЕНИЕ

Мировая статистика по происшествиям на сложных технических системах (АЭС – не исключение) показывает, что примерно в 70% случаев как-то участвует человеческий фактор (либо человек-оператор своими ошибочными действиями формирует исходное событие, либо технический отказ в дальнейшем сопровождается его ошибочными действиями). Поэтому, если при проведении вероятностного анализа безопасности (ВАБ) АЭС учитывать только техническую компоненту в протекании инцидентов, то анализ будет неполным. Поэтому работы по учету человеческого фактора при проведении ВАБ всегда актуальны.

В мировой практике создано и используется множество методик [1–5] определения вероятностей ошибок человека (ВОЧ) при проведении ВАБ. Однако базы данных по ошибкам человека собраны в виде, который отражает подробный анализ рабочих мест операторов (вплоть до температуры воздуха и влажности в помещении), а также психофизиологического состояния операторов (вплоть до наличия или отсутствия стресса, наличия определенного запаса времени на принятие решения и т.п.). Подробный учет всех возможных факторов, влияющих на поведение персонала при его действиях по управлению ядерным энергоблоком, – очень трудоемкая процедура, результатом которой, как правило, является набор поправочных коэффициентов, на которые необходимо умножить некий базовый показатель надежности персонала (ВОЧ или интенсивность ошибок – среднее число ошибок в единичном интервале времени). Сами базовые показатели надеж-

ности, а также количество и значения поправочных коэффициентов могут варьироваться в широких пределах в зависимости от типа действия персонала (например, считывает он информацию со стрелочного или цифрового прибора, должен повернуть ручку или нажать кнопку, действует по устному распоряжению начальника или по письменной инструкции и т.п.). Учет всех подробностей поведения человека-оператора, особенно в переходных и аварийных режимах, просто невозможен. Поэтому оцененные по указанным методикам показатели надежности персонала могут варьироваться в широких пределах и зависеть от субъективных особенностей оценщиков.

Никогда не известно заранее, что конкретно повлияет на поведение оператора в процессе действий при переходных и аварийных режимах на реальном энергоблоке. На тренировках при большом количестве тренируемых это влияние проявляется «в среднем». Аналогичное можно утверждать и в отношении реальных инцидентов, анализируемых за длительный период времени на большом количестве энергоблоков, т.е. если одно и то же действие в одной и той же ситуации, каждым индивидуумом производится с характерными для него особенностями, зависящими от его опытности, уровня образования, типа личности и т.п., то при массовом проведении действий (а на тренировках и большом количестве анализируемых реальных инцидентов это так) эти особенности складываются в определенный тип поведения, характерный для уровня эксплуатируемой техники, всей системы подготовки персонала в стране, менталитета народа, уровня общей культуры и культуры безопасности. Поэтому в соответствии с принятой в теории вероятностей [6] идеологией массовых случайных явлений и закона больших чисел нами было принято решение разделить действия персонала на четыре типа, в которых укрупненно учитываются все возможные ситуации при управлении энергоблоком: 1) считывание информации; 2) диагностика состояния объекта управления; 3) принятие решения; 4) действия по реализации решения.

Детали поведения операторов в этом случае усредняются. Например, при считывании информации в одной ситуации оператору необходимо получить информацию со стрелочного прибора, в другой – с цифрового, в третьей – воспринять звуковой сигнал или речевое сообщение. На результат диагностики состояния объекта управления влияет внимательность оператора, уровень его подготовки, опыт работы на этом конкретном рабочем месте, количество выпавших сигналов. И так можно расписать детали остальных двух укрупненных типов действий. Внутри укрупненных типов действий, если статистика по ошибкам персонала достаточно велика, все эти особенности поведения усредняются.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Инциденты на АЭС во всем мире фиксируются международными организациями, информация о них направляется на все АЭС. Эта информация также собирается соответствующими службами концерна «Росэнергоатом» в виде файлов, содержащих тексты отчетов об инцидентах.

Авторы провели анализ инцидентов за период с 01.01.1995 по 06.09.2007 гг. В совокупности имеются данные о примерно тысяче инцидентов на российских и зарубежных АЭС. Понятно, что всю эту информацию переработать за короткий срок невозможно. Поэтому авторы приняли решение подвергнуть анализу и количественной обработке, прежде всего, информацию на АЭС РФ. Такой подход оправдан еще и потому, что менталитеты народов, организация эксплуатации и техническая оснащенность ядерных энергоблоков, уровни образования и опытности персонала АЭС в разных странах различны. Соответственно, эти специфические

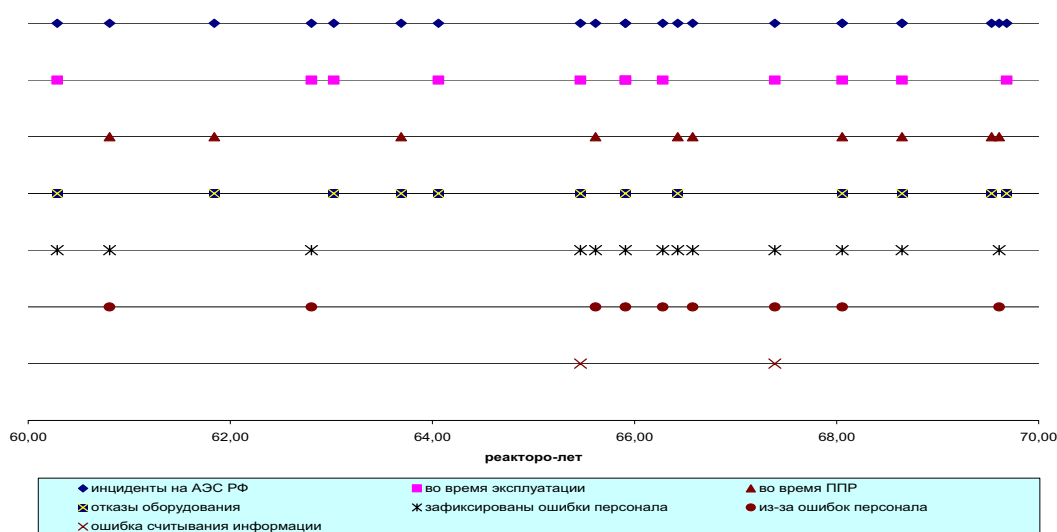


Рис.1. Пример расположения инцидентов различных типов на временной оси

особенности могут вносить различия в вероятности ошибок человека для разных стран при идентичных действиях персонала на АЭС.

Авторы выделили для анализа данные о 211 инцидентах на АЭС РФ с 01.01.1995 по 06.09.2007 гг. В связи с тем, что число работающих энергоблоков со временем изменялось и будет продолжать изменяться, удобно от календарной временной шкалы перейти к принятой в практике анализа работы АЭС шкале в единицах реактор*сутки. В этой шкале на рис. 1 в качестве примера приведены части временных осей, на которых отложены моменты событий заданного типа. Вся временная шкала с 01.01.1995 по 06.09.2007 гг. равна 127110 реактор*суток.

Для анализа инцидентов было принято разделение их на следующие типы.

1. Все инциденты.
2. Инциденты при эксплуатации энергоблоков.
3. Инциденты во время ремонтов (ППР) и пусков сразу после них.
4. Инциденты, причиной которых были технические отказы оборудования.
5. Инциденты, причиной которых были ошибки эксплуатационного персонала.
6. Инциденты, в которых зафиксированы ошибки эксплуатационного персонала.
7. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка считывания информации».
8. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка диагностирования».
9. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка при принятии решения».
10. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка при действиях, реализующих решение».

Например, к инцидентам при эксплуатации энергоблоков отнесены все события, реализовавшиеся при работе энергоблоков на мощности, и причина которых не связана с действиями персонала во время ППР. Характерным примером такого события является инцидент с аварийным отключением энергоблока №1 Калининской АЭС 06.02.2006 г., вследствие непредвиденного открытия БРУ-А и ошибочного действия персонала, приведшего к несанкционированному закрытию БЗБК (сообщение №1 КЛН-П05-02-02-06). Кроме того, это событие можно отнести и к инцидентам с «ошибкой считывания информации», т.к. начальник смены турбинно-

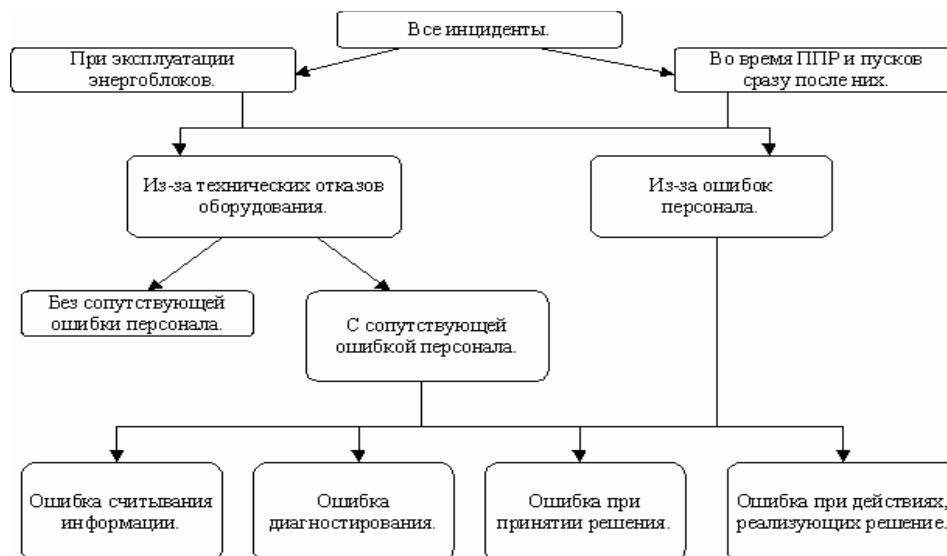


Рис. 2. Иллюстрация разделения инцидентов на типы и соотношений между ними

го цеха (НС ТЦ) не увидел мигающую лампочку на мнемосхеме, показывающую сигнал на закрытие БЗБК-2 ПГ-2, хотя времени для этого было достаточно (время закрытия составило 2 мин 30 с). Этот же инцидент содержит ошибку персонала типа «ошибка при принятии решения», когда ВИУТ принял решение неоднократно воздействовать на ключ управления БРУ-А, хотя этого не следовало делать. Здесь же имеется ошибка персонала типа «ошибка при действиях, реализующих решение», т.к. ВИУТ перепутал ключи и ошибочно воздействовал на ключ управления БЗБК.

На рис. 2 показано, как различные типы инцидентов соотносятся между собой, т.е. какие типы содержат другие (стрелками указаны переходы от общего к частному).

То, что все инциденты происходили из-за множества различных причин, наталкивает на мысль, что случайные интервалы времени между ними должны иметь распределение, близкое к распределению Вейбулла [7]

$$f(t) = \alpha p (pt)^{\alpha-1} \exp\{-(pt)^\alpha\}, \quad (1)$$

которое интерпретируется [8] как распределение экстремального значения, т.е. минимальной случайной величины из очень большого (в пределе бесконечного) множества альтернатив. Оно как раз и является подходящим для описания результатов эксплуатации объектов со множеством возможных причин их отказов. Понятно также, что переход от более общего типа инцидентов к частному можно интерпретировать как процедуру прореживания [9] потока инцидентов. Поэтому в соответствии с теоремой Реньи [10], по мере перехода от общего к частному типу инцидентов распределение (1) интервалов времени между ними должно стремиться к экспоненциальному ($\alpha \rightarrow 1$) вне зависимости от вида распределения интервалов времени между инцидентами более общего типа.

МЕТОДЫ ОЦЕНОК

Для оценок параметров распределения (1) можно применить два метода обработки данных:

1) использовать прямой метод оценки параметра p как результата деления всего количества инцидентов заданного типа на интервал времени наблюдения за ними [10] с последующей оценкой параметра α ;

2) использовать традиционный метод [6] построения гистограмм для частот попадания случайной величины – интервала времени между инцидентами изучаемого типа – в заданные интервалы значений с подбором параметров теоретического распределения (1) каким-либо известным методом и проверкой гипотезы о соответствии теоретического распределения опытным данным по χ^2 -критерию Пирсона [6].

Прямой метод. Метод нами назван прямым, т.к. по нему сразу оценивается интенсивность инцидентов заданного типа непосредственно по наблюдаемому их числу k . Формула для расчета интенсивности проста:

$$\hat{\rho} = \frac{k}{t}, \quad (2)$$

где t – время наблюдения.

Требуется оценить также погрешность оценки (2). Для этого применен следующий прием. Поскольку $t = \sum_{i=1}^k t_i$, где t_i – случайные интервалы времени между инцидентами, то оценка среднего времени между ними есть

$$\theta = \frac{1}{\hat{\rho}} = \frac{1}{k} \sum_{i=1}^k t_i. \quad (3)$$

Оценка стандартного отклонения σ_t времени между отказами производится по формуле

$$\sigma_t = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^k (t_i - \theta)^2}{k-1}}. \quad (4)$$

Оценка коэффициента вариации времени между отказами есть

$$r = \sigma_t / \theta. \quad (5)$$

Стандартное отклонение оценки коэффициента вариации согласно работе [11]

$$\sigma_r = r \sqrt{\frac{1}{2k} (1 + 2r^2)}. \quad (6)$$

Стандартное отклонение оценки среднего времени между отказами определяется формулой

$$\sigma_\theta = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^k (t_i - \theta)^2}{k(k-1)}}. \quad (7)$$

Тогда стандартное отклонение интенсивности инцидентов заданного типа можно оценить по формуле

$$\sigma_{\hat{\rho}} = \frac{\sigma_\theta}{\theta^2}. \quad (8)$$

В работе [12] приведена зависимость между коэффициентом вариации r и параметром формы α распределения Вейбулла:

$$r = \left\{ \frac{\Gamma\left(1 + \frac{2}{\alpha}\right)}{\left[\Gamma\left(1 + \frac{1}{\alpha}\right)\right]^2} - 1 \right\}^{\frac{1}{2}}, \quad (9)$$

где $\Gamma(x)$ – гамма-функция [13]. Таким образом, зная оценку коэффициента вариации, можно из (9) найти оценку параметра α в распределении Вейбулла. Получить из (9) формулу для оценки стандартного отклонения параметра α затруднительно. Поэтому целесообразно оценить диапазон $[\alpha_{\min}, \alpha_{\max}]$ наиболее вероятных значений α , подставив в (9) $r + \sigma_r$ и $r - \sigma_r$ соответственно.

Исходные данные и результаты расчетов по формулам (2)–(9) приведены в табл. 1. Из оценок величины α по коэффициенту вариации r видно, что ее значения при большом числе учитываемых инцидентов заметно отличаются от единицы, и применение распределения Вейбулла для анализа безопасности ядерных энергоблоков, по-видимому, оправданно. Как и следовало ожидать, по мере уменьшения числа инцидентов в выборке (прореживания потока) величина α стремится к единице. Так, например, потоки инцидентов с ошибками персонала определенного типа (ошибки считывания информации и др.) можно считать пуассоновскими с экспоненциальным распределением времени между ними.

Для подтверждения этих выводов с последующей выдачей рекомендаций по использованию полученных расчетных данных необходим дополнительный анализ статистических данных другим, независимым методом.

Построение гистограмм распределений. Идея метода состоит в том, что по статистическим данным строятся гистограммы оценок плотностей распределения интервалов времени между инцидентами заданного типа. По ним подбираются наилучшие оценки параметров теоретического распределения Вейбулла (1).

Существует два способа построения гистограмм: 1) традиционная методика для анализа частых событий (равнодлинные разряды) [6]; 2) методика анализа редких событий (разряды равных частот) [14].

Нами сделано обобщение этих двух методик, состоящее в том, что, если в разряде набирается не менее n_{\min} значений случайной величины, то его длина фиксированна, если фактическое число значений меньше, чем n_{\min} , то длина разряда увеличивается до тех пор, пока не будет достигнута величина n_{\min} .

Модель (1) невозможно привести к линейному виду одновременно и по параметру ρ , и по параметру α для их оценки, например, известным методом наименьших квадратов (МНК) [15]. Поэтому оказалось затруднительно его применить к обработке гистограмм распределений времени между инцидентами различных типов, и авторы использовали для оценки параметров ρ и α распределения Вейбулла по гистограммам распределений так называемый «генетический алгоритм» [16]. Поскольку этот алгоритм не так распространен и известен, как МНК, приведем его краткое описание.

Ключевыми в генетических алгоритмах являются понятия особи (гена), скрещивания, мутации и функции приспособленности. В нашем конкретном случае – определение параметров ρ и α распределения Вейбулла по гистограммам распределений – в качестве гена особи выступает строка, включающая в себя три хромосом-параметра

$$[\rho, \alpha, n_{\min}],$$

где ρ и α – параметры распределения Вейбулла, n_{\min} – минимальная высота разряда гистограммы.

Функция приспособленности задана модификацией критерия Пирсона [6], рассчитываемой как

$$\chi_m^2 = \sum_{i=1}^M \Delta t_i \cdot \frac{(f_i^T - f_i^3)^2}{f_i^T} \sigma_{\rho} = \frac{\sigma_0}{\theta^2}. \quad (10)$$

Здесь M – количество разрядов в гистограмме с конкретным n_{\min} ; Δt_i – ширина i -

Таблица 1

Сводные результаты обработки данных по инцидентам на АЭС РФ

Тип инцидента	Наб. чис. (k)	Прямой метод						По гистограммам				Рекомендуемые значения параметров		
		$\hat{\rho} \times 10^3$ 1/(p-c)	$\sigma_p \times 10^3$ 1/(p-c)	α_{\min}	α	α_{\max}	α	σ_α	$\rho \times 10^3$ 1/(p-c)	$\sigma_p \times 10^3$ 1/(p-c)	$\rho \times 10^3$ 1/(p-c)	α		
Все	211	1.66	0.22	0.49	0.550	0.63	0.662	0,049	1.77	0,45	1.77	$\vartheta < 1$	0.55	1
При эксплуатации	141	1.11	0.16	0.55	0.619	0.72	0.705	0,067	1.14	0,30	1.14	$\vartheta > 1$	0.62	1
При ППР	70	0.56	0.12	0.48	0.575	0.73	0.710	0,106	0.66	0,21	0.66		0.57	1
Из-за техн. отказов	153	1.20	0.18	0.52	0.564	0.66	0.640	0,078	1.48	0,21	1.48		0.56	1
Из-за ош. персонала	58	0.46	0.08	0.605	0.709	0.88	0,758	0,037	0.52	0,054	0.52		0.71	1
Сопров. ош. перс.	92	0.72	0.13	0.53	0.605	0.73	0,722	0,09	0.78	0,02	0.78		0.6	1
Счит. информации	31	0.25	0.05	0.75	0.907	1.18	0,949	0,49	0.25	0,21	0.25		1	1
Диагностика	14	0.11	0.03	0.74	0.970	1,45					0.11		1	1
Принятие решения	18	0.15	0.04	0.78	0.997	1,43					0.15		1	1
Действие	20	0.16	0.03	0.94	1.17	1,57					0.16		1	1

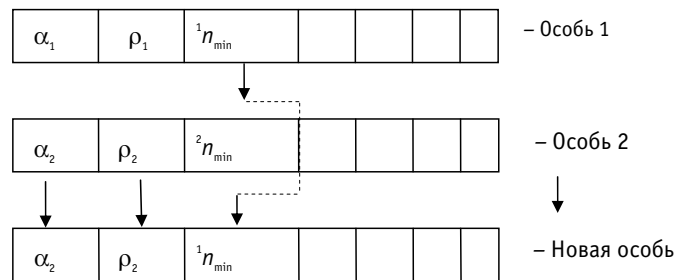


Рис. 3. Иллюстрация сдвигового способа скрещивания

го разряда; f_i – теоретическое и экспериментальное значение плотности распределения в середине i -го разряда.

Скрещивание производится формированием новой особи за счет сдвига по алгоритму, показанному на рис. 3.

Мутация производится за счет изменения хромосом-параметров на случайную величину. Таким образом, генетический алгоритм для оценок параметров распределения Вейбулла имеет вид, показанный на рис. 4.

Анализ статистики по инцидентам на АЭС РФ был выполнен на популяциях, состоящих из 1000 особей, а также сгенерировано 60 поколений.

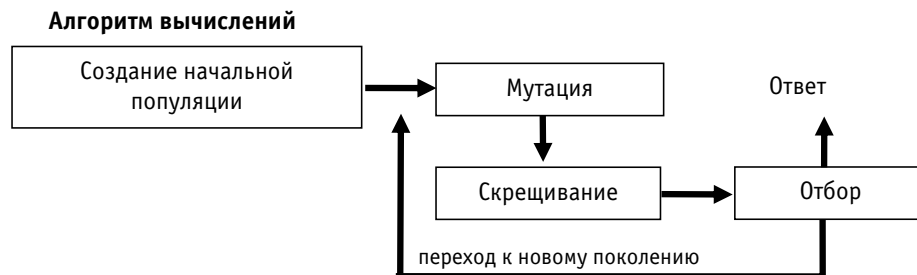


Рис. 4. Принципиальная схема генетического алгоритма

РЕЗУЛЬТАТЫ ОЦЕНОК

На рис. 5 приведен пример гистограммы распределения интервалов времени между любыми инцидентами на АС РФ. Там же приведена подобранная теоретическая зависимость в виде распределения Вейбулла с соответствующими параметрами ($\alpha=0,66\pm0,05$, $\rho=(1,77\pm0,45)\cdot10^{-3} 1/(p\cdot c)$). Видно, что распределение времени между любыми инцидентами на АС РФ существенно отличается от экспоненциального ($\alpha=1$) и при $t \rightarrow 0$ ведет себя принципиально по-другому – стремится к бесконечности, а не к ρ .

В табл. 1 сведены вместе результаты обработки данных по инцидентам различных типов двумя разными способами. Видно, что параметры распределения Вейбулла, полученные разными способами, близки и в пределах погрешностей оценок практически совпадают. Оказывается также, что параметр α распределения Вейбулла меньше единицы почти для всех типов инцидентов, т.е. это распределение имеет «молодеющую» лямбда-характеристику [12]. Там же в качестве итога проведенного анализа приведены рекомендуемые параметры распределения Вейбулла, которые следовало бы применять при расчетах для ВАБ АЭС, с учетом возможных ошибок персонала при аварийных и переходных режимах в зависимости от того, каково время прогноза t ($\vartheta=\rho t$).

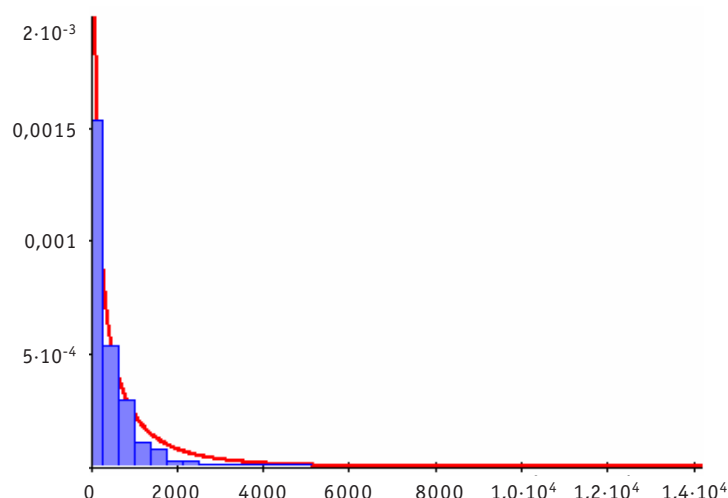


Рис 5. Гистограмма и теоретическое распределение времени между любыми инцидентами на АЭС РФ:
— $f(t)$; ■ — G

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Разработаны методы оценки показателей надежности персонала ядерных энергоблоков по статистическим данным об инцидентах на АЭС.
2. Проведены оценки показателей надежности оперативного персонала на АЭС РФ по отношению к ошибкам при следующих действиях: 1) считывание информации, 2) диагностика состояния оборудования, 3) принятие решения, 4) действие, реализующее решение.
3. Проведен анализ результатов, полученных разными методами на согласованность между собой.
4. Важным результатом работы является практическое доказательство того, что распределение времени между инцидентами на АЭС РФ близко к распределению Вейбулла.
5. Даны рекомендации по использованию результатов работы при проведении ВАБ АЭС с учетом надежности персонала при действиях в переходных и аварийных режимах.

Литература

1. Вероятностный анализ безопасности уровня 1 для внутренних инициирующих событий в стационарных режимах эксплуатации (на базе энергоблока 1 Балаковской АЭС). – Балаковская АЭС, Блок 1. – 2007. – Т. 3.
2. Fault Tree Handbook. NUREG-0492, U.S. NRC, Washington, 1981.
3. Human-System Interface Design Review Guidelines. NUREG-0700, U.S. NRC, Washington, 2002.
4. The SPAR-H Human Reliability Analysis Method, Idaho National Laboratory, NUREG/CR-6883, Washington, 2005.
5. Анохин А.Н., Острейковский В.А. Вопросы эргономики в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 2001.
6. Вентцель Е.С. Теория вероятностей. – М.: Высшая школа, 2001.
7. Барлоу Р., Прошан Ф. Статистическая теория надежности и испытания на безотказность. – М.: Наука, 1984.
8. Волков Ю.В., Самохин Д.С. Метод определения вида и параметров распределений случайных величин по эксплуатационным данным с объектов ядерных технологий // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 4. – С. 15-23.

9. *Беляев Ю.К.* Случайные потоки и теория восстановления. Дополнение к книге [22].
10. *Гнеденко Б.В., Коваленко И.Н.* Введение в теорию массового обслуживания. – М.: Наука, 1966.
11. *Крамер Г.* Математические методы статистики. – М.: Мир, 1975.
12. *Кокс Д.Р., Смит В.Л.* Теория восстановления. – М: Сов. радио, 1967
13. *Янке Е., Эмде Ф., Леш Ф.* Специальные функции. – М.: Наука, 1968.
14. *Волков Ю.В., Аверин Л.В., Чистозвонова Е.А., Шейнкман А.Г.* Некоторые вопросы статистического анализа эмпирических данных о параметрах реактора/ФЭИ-2021. – Обнинск, 1989.
15. *Бендат Дж., Пирсол А.* Измерение и анализ случайных процессов. – М.: Мир, 1971.
16. *Стариков А.* Генетические алгоритмы – математический аппарат/ <http://www.basegroup.ru/genetic/math.htm> (11.12.2007).

Поступила в редакцию 15.09.2008

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.51

Using ASTEC Code to Model Fission Products and other Elements Releases through Reactor Cooling System during the LWR Severe Accident \A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 12 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 3 titles.

Verification and validation study of ASTEC code on the PHEBUS FPT1 experiment have been performed. The previous investigations showed the deficiency in ASTEC coupled calculations for the aerosols behavior, while CPA stand-alone calculation results have a good agreement with experimental data. Looking for the reasons of wrong prediction of aerosols behavior in the containment was made. The research of fission products and other materials flow rates and evolution of inventory composition that is reaching the containment had been performed with ASTEC V1.3rev2 code. We obtained a rather good prediction for fission products release. There is underestimation of uranium release, but the dominate weaknesses lied in the model of SIC release. The so-called «silver problem» was determined. Silver is very important element from the point of view the significance this element in iodine

УДК 621.039.58

The Development of the Methods and Estimation of the Staff Reliability Indications Find on the Statistics of the NPP Incidents at Russia \Yu.V. Volkov, D.S. Samokchin, A.V. Sobolev, A.N. Shkarovsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 10 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 16 titles.

The paper deals with the techniques for estimation the staff reliability parameters based on the statistical data. Four types of staff errors have been chosen and the techniques to calculate the time-sharing law parameters for the indicated errors are considered. The results of the incident statistics processing for the NPP of the Russia Federation made by two different methods are presented and the analysis on the coincidence of these results is made. The practical results obtained let us affirm that it is Weibull time-sharing law that makes the random time description for the NPP incidents more appropriate and justifiable. The recommendations how to use the drawn conclusions to perform PRA are given.

УДК 621.039.58

Optimal NPP Steam Generator Lifetime Management using Stochastic Kalman Filter \O.M. Gulina, M.N. Pavlova, V.P. Politukov, N.L. Salnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 6 pages, 1 table, 2 illustrations. – References, 6 titles.

The problem of individual prediction of SG HET lifetime is decided by means of stochastic linear Kalman filter. There is suggested the approach to develop optimal algorithm for prediction of ageing process evolution taking into account control data, preventive measures, HET location in tube lattice and also operating information and the number of plugged-off tubes. From this its possible to evaluate the optimal content of the next control and necessary measures for lifetime management. That allows to achieve the maximum of HET lifetime and extremely arise time between preventive works.

УДК 621.039.58

Approach to Common Cause Failure Modeling in Probabilistic Safety Assessments for New Designs of NPPs with VVER-1000 Reactors \V.B. Morozov, G.V. Tokmachev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 11 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

The paper discusses problems of modeling and quantification of common cause failures in performing probabilistic safety assessments (PSA) for a new generation of advanced nuclear power plants with VVER-type reactors. The causes of such failures are briefly characterized. The approach to evaluation of defensive measures against common cause failures implemented in the design of new plants is considered. The methodology of common cause failure probability quantification for standard and large redundancy groups of components susceptible to common cause failures as well as for cases