

УДК 621.039

## ОБ ОЦЕНКЕ ПОГРЕШНОСТЕЙ РАСЧЕТОВ, ВЫПОЛНЯЕМЫХ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Богдан С.Н., к.т.н. (bogdan@secnrs.ru), Ковалевич О.М., д.т.н. (kovalevich@secnrs.ru),  
Козлова Н.А., к.т.н. (kozlova@secnrs.ru), Шевченко С.А., к.т.н. (sshevchenko@secnrs.ru),  
Яшников Д.А., к.т.н. (yashnikov@secnrs.ru) (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

*В статье представлены результаты анализа отечественной и международной практики по оценке погрешностей программных средств, используемых для расчетных обоснований безопасности объектов использования атомной энергии. Предложен подход к оценке погрешности расчетов по программным средствам, основанный на учете неопределенности параметров расчетной модели программного средства и неопределенности измерений в экспериментах, используемых для валидации программного средства. Представлен обзор существующих в России и за рубежом методов анализов неопределенности параметров расчетной модели программных средств, используемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. Приведено описание применения метода анализа неопределенностей, основанного на использовании соотношения Уилкса. Обсуждаются предложения по совершенствованию нормативных документов Ростехнадзора в части требований к погрешностям расчетов, выполняемых при обосновании безопасности ОИАЭ.*

► **Ключевые слова:** программное средство, верификация, валидация, погрешность, неопределенность, обоснование безопасности, анализ аварий, соотношение Уилкса, неопределенность измерений.

## ABOUT THE CALCULATION ERROR EVALUATION IN THE FRAMEWORK OF THE NUCLEAR FACILITIES SAFETY ANALYSIS

Bogdan S., Ph. D., Kovalevich O., Ph. D., Kozlova N., Ph. D.,  
Shevchenko S., Ph. D., Yashnikov D., Ph. D. (SEC NRS)

*The results of Russian and international practice of the code error evaluation, which used in the nuclear facilities safety analysis, are presented in the paper. The approach to the code error evaluation, based on the taking into account of the code simulation model parameters uncertainties and the uncertainties of the measurement in the validation experiments, is suggested. The review of Russian and international uncertainty analysis methods, which related with the code simulation model parameters uncertainties and used in the framework of the nuclear facilities safety analysis, is presented. The description of the application of the uncertainty method, based on the Wilks formula, is given. The suggestions about the improvement of the Russian federal rules and regulation and the safety guides in the field of the requirements for the code calculation error evaluation in the framework of the nuclear facilities safety analysis are discussed in the Conclusion.*

► **Key words:** code, verification, validation, error, uncertainty, safety analysis, analysis of the accidents, Wilks formula, uncertainty of the measurement.

### Введение

В федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии установлено требование о том, что анализы безопасности должны сопровождаться оценками погрешностей и неопределенностей полученных результатов. Для атомных станций такое требование сформулировано в пункте 1.2.9 [1].

Погрешности расчетов, выполненных с помощью программных средств<sup>1</sup> (ПС), обосновываются в отчетах о верификации и валидации ПС, требования к которым установлены в [2]. Однако в [2] не определено, каким именно образом следует оценивать значения погрешностей параметров, рассчитываемых с помощью ПС, а также не указано, как полученные при валидации ПС значения погрешностей расчета должны использоваться при обосновании

безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ).

Алгоритм обоснования значений погрешностей результатов расчета с помощью ПС представлен на рис. 1.

Под погрешностью расчета по ПС понимается отклонение результата расчета с помощью ПС от результата измерения, выполненного в эксперименте, использованном для валидации ПС. Поскольку результаты любых измерений обладают неопределенностью, одной из составляющих погрешности расчета с помощью ПС является неопределенность измерений эксперимента (раздел 3 настоящей статьи). Однако помимо оценки неопределенности измерений в [2] установлено требование об обязательном обосновании достаточности используемых для валидации ПС экспериментальных данных. Этот вопрос подробно рассмотрен в статье [3].

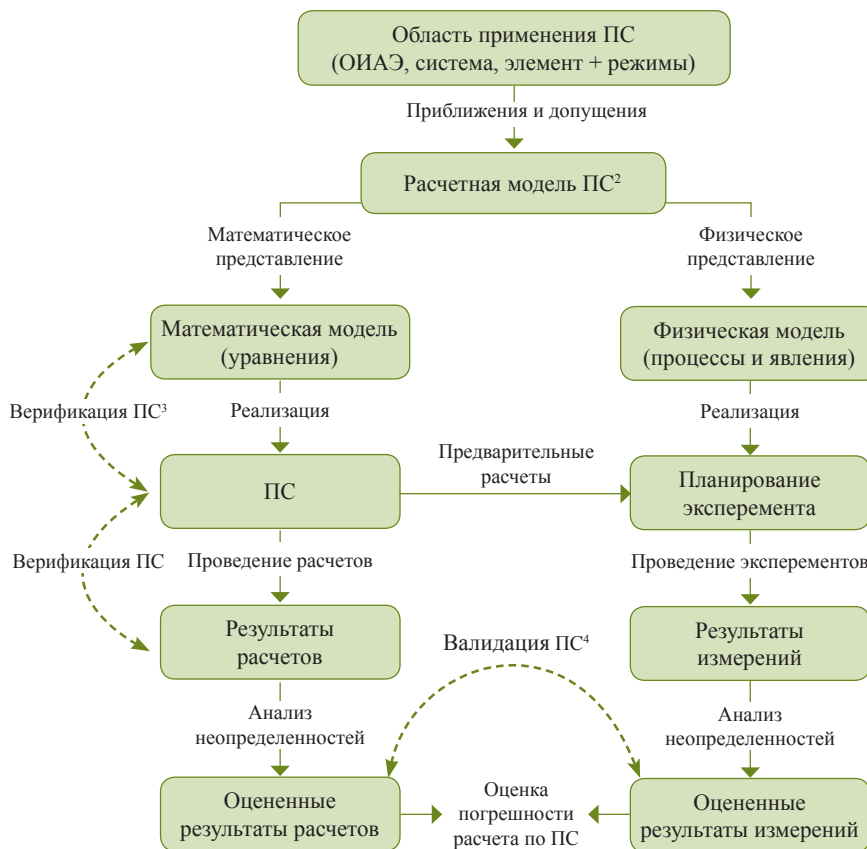


Рис. 1. Алгоритм оценки погрешности результатов расчета с помощью ПС

<sup>1</sup> Программное средство – программа для ЭВМ, предназначенная для моделирования процессов и явлений, возможных на объектах использования атомной энергии.

<sup>2</sup> Расчетная модель ПС – уравнения, гипотезы, допущения, а также данные о физических константах и свойствах веществ и материалов, используемые в ПС для численного моделирования процессов и явлений, возможных на объектах использования атомной энергии.

<sup>3</sup> Верификация ПС – процесс проверки того, что ПС работает корректно и не содержит ошибок программирования (в соответствии с п. 4.60 документа МАГАТЭ GSR part 4 [4]).

<sup>4</sup> Валидация ПС – процесс оценки погрешности расчета с помощью ПС, проведенной путем сравнения результатов расчетов при использовании ПС с измерениями, выполненными на экспериментальных установках (в соответствии с п. 4.60 документа МАГАТЭ GSR part 4 [4]).

Еще одной составляющей погрешности расчета с помощью ПС являются неопределенности, обусловленные допущениями и упрощениями, принятыми в процессе построения расчетной модели ПС, в том числе связанные с разбиением расчетной модели на элементы (контрольные объемы, конечные элементы и т.д.), с выбором метода численного решения и шага интегрирования используемой в ПС системы уравнений, а также с негативным влиянием эффекта неквалифицированного пользователя ПС. Анализ и минимизация таких неопределенностей в соответствии с требованиями [2] является необходимым условием для обоснования корректности расчетной модели ПС, но методы и способы анализа и минимизации таких неопределенностей в настоящей статье не рассматриваются. В настоящей статье подробно анализируются только следующие составляющие погрешности результатов расчета с помощью ПС: неопределенность параметров расчетной модели ПС<sup>5</sup>, имеющих статистическую природу, и неопределенность измерений эксперимента. Неопределенность расчета с помощью ПС, обусловленная неопределенностью параметров расчетной модели ПС, определяется как разброс результатов расчета с помощью ПС, вызванный неопределенностью параметров модели, имеющих статистическую природу (например, физико-химические свойства материалов, геометрические размеры, коэффициенты эмпирических уравнений, лежащих в основе расчетной модели ПС и т.д.). Указанная неопределенность представляется в виде интервала с заданными вероятностными характеристиками.

Подходы к оценке погрешности результатов расчета с помощью ПС подробно описаны в стандартах ASME [5] и [6] (для теплогидравлических и прочностных расчетов соответственно), а также в руководстве МАГАТЭ SSG-2 [7] (для ПС, применяемых при детерминистском обосновании безопасности АЭС). В работе [8] подход ASME [5] применен для количественной оценки погрешностей ПС «СОКРАТ-БН» на эксперименте по исследованию перепада давления в натриевом теплоносителе. Вопросам оценки погрешностей расчетов был посвящен проведенный в 2007 г. в ФБУ «НТЦ ЯРБ» семинар «Точность и неопределенность программных средств, используемых для обоснования безопасности ОИАЭ» [9]. Впоследствии эти вопросы неоднократно поднима-

лись в различных публикациях, в частности, в статьях [10 – 12].

Тем не менее, опыт проведения экспертизы ПС показывает, что до сих пор обоснование значений погрешностей рассчитываемых с помощью ПС параметров, как правило, проводится без учета неопределенности параметров расчетной модели ПС, а также без учета неопределенности измерений, выполненных в экспериментах. Анализ результатов обоснования безопасности, приведенных в Отчете по обоснованию безопасности, показывает, что анализы безопасности, выполненные для ОИАЭ, не сопровождаются оценкой погрешности и неопределенности расчетов.

Все это свидетельствует о необходимости совершенствования нормативных требований Ростехнадзора к оценке погрешностей расчетов, выполняемых при обосновании безопасности ОИАЭ. В связи с этим в настоящей статье:

- приведен обзор методов оценки неопределенности параметров расчетной модели ПС и даны рекомендации по их использованию при валидации ПС и при обосновании безопасности ОИАЭ;
- изложен возможный подход к тому, каким образом при валидации ПС должны быть оценены значения погрешностей параметров, рассчитываемых с помощью ПС;
- даны рекомендации по использованию погрешностей параметров, рассчитываемых с помощью ПС, при обосновании безопасности ОИАЭ;
- сформулированы конкретные предложения по внедрению обсуждаемых в статье подходов в практику регулирования безопасности ОИАЭ.

### **1. Обзор методов оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели программного средства на результат расчета по программным средствам**

Подробный обзор методов оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета по ПС выполнен в отчете МАГАТЭ [13] и в работе [14]. Ниже представлена краткая информация об основных методах.

В [15 – 17] для оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета с помощью ПС предлагается использовать различные вариации так называемого метода

<sup>5</sup> Параметры расчетной модели ПС – используемые в ПС при проведении расчетов значения геометрических размеров, коэффициентов эмпирических уравнений, физических констант и свойств веществ и материалов.



распространения статистической ошибки, суть которого заключается в определении статистических характеристик результата расчета с помощью ПС и статистических характеристик параметров расчетной модели ПС. Однако практическое применение данного метода ограничено из-за необходимости определения функциональной зависимости результатов расчета с помощью ПС от параметров расчетной модели ПС.

Идея метода, разработанного в UK АЕА (United Kingdom Atomic Energy Authority) [18], состоит в проведении двух оценочных расчетов при использовании ПС. В первом расчете с помощью ПС для каждого из параметров модели, оказывающих существенное влияние на результат расчета, принимается минимальное значение из диапазона изменения этого параметра, а во втором – максимальное. Такой подход к оценке неопределенности параметров модели целесообразно применять только в случае линейной зависимости результатов расчета при использовании ПС от параметров модели ПС и при отсутствии взаимного влияния этих параметров.

В работе [19] предложен метод квантильных оценок неопределенности расчета с помощью ПС. В рамках этого метода оценка математических ожиданий значений параметров редких событий сопровождается оценкой границ доверительного интервала и всегда определяется с точностью до некоторой константы, отражающей неполноту знаний исследователя.

В нейтронно-физических расчетах для анализа влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета с помощью ПС используют метод чувствительности, предложенный А.Н. Усачевым [20]. Использование данного подхода затруднено в случае, если параметры расчетной модели ПС являются зависимыми величинами.

Метод статистических испытаний (метод «Монте-Карло») [21 – 23] заключается в многократном случайном независимом разыгрывании отклонений параметров расчетной модели ПС, что требует проведения большого числа вариантных расчетов и как следствие, больших затрат машинного времени. Использование метода «Монте-Карло» продемонстрировано, например, в работе [24], где указанный метод применен к расчетам температурных полей в тепловыделяющей сборке БН-600.

В тех случаях, когда результат расчета с помощью ПС является монотонной функцией от пара-

метров расчетной модели ПС, применяется метод латинского гиперкуба [25], который по сравнению с методом «Монте-Карло» позволяет уменьшить количество вариантных расчетов, не снижая точности оценок влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета с помощью ПС.

В [26] представлены результаты анализа неопределенности параметров расчетной модели ПС с использованием так называемых поверхностей отклика. Суть этого метода состоит в построении функциональной зависимости результатов расчета при применении ПС от значений параметров расчетной модели ПС. Количество вариантных расчетов при применении этого метода зависит от числа параметров расчетной модели ПС.

Среди методов анализа неопределенности параметров расчетной модели ПС большое распространение получил метод, основанный на использовании соотношения Уилкса [27 – 29], справедливого для всех непрерывных распределений случайной величины. Этот метод используется в GRS (Германия), IRSN (Франция) и ENUSA (Испания). В GRS разработано специализированное ПС «SUSA» (Statistical Uncertainty and Sensitivity Analysis), которое позволяет автоматизировать анализ неопределенности результатов расчетов с помощью ПС. Среди отечественных аналогов «SUSA» следует отметить ПС «ПАНДА» (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова») и ПС «ВАРЯ» (ИБРАЭ РАН). В США разработано ПС «ДАКОТА» (Design Analysis Kit for Optimization and Terascale Applications) [30], используемое для проведения анализа неопределенности с применением различных методов, в том числе и основанных на соотношении Уилкса.

Примеры использования методов анализа неопределенности параметров расчетной модели ПС, основанных на соотношении Уилкса, можно найти в работах [31] (применительно к теплогидравлическим расчетам аварийных режимов РБМК), [32 – 34] (применительно к теплогидравлическим расчетам аварийных режимов ВВЭР), [35] (применительно к расчетам аварии LBLOCA для энергоблока PWR), [36] (применительно к оценке погрешности нейтронно-физических характеристик реакторов БН) и [37] (применительно к сопряженным нейтронно-физическим и теплогидравлическим расчетам аварийных режимов ВВЭР).

Основными достоинствами методов, основанных на использовании соотношения Уилкса, являются:

- независимость количества вариантных расчетов, необходимых для построения двустороннего толерантного интервала рассчитываемого параметра, от функции распределения этого параметра, а также от числа и характера варьируемых параметров расчетной модели ПС;

- возможность их использования для обоснования консерватизма расчетов с помощью ПС, проводимых при обосновании безопасности ОИАЭ (данная возможность метода отмечена, в частности, авторами работы [37]).

## 2. Основные этапы оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели программного средства на результат расчета с помощью программного средства

Основные этапы оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета с помощью ПС представлены на рис. 2.

Следует отметить, что если для оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета с помощью ПС используются методы, основанные на использовании соотношения Уилкса, этап 2 можно не проводить.

Выполнение этапов 3.1 и 3.2 необходимо, если для оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета с помощью ПС используются такие методы, как метод «Монте-Карло» [21 – 23], метод латинского гиперкуба [25], методы с использованием поверхностей отклика [26] и метод, основанный на применении соотношения Уилкса [27 – 29].

### Этап 1. Выбор параметров расчетной модели программного средства, оказывающих существенное влияние на результат расчета с помощью программного средства, и определение их статистических характеристик

На основе ИРП-методологии (идентификация и ранжирование процессов и явлений [3]), которая в зарубежной литературе известна, как PIRT составляется перечень из  $n$  параметров расчетной модели ПС  $X_{1p}, \dots, X_{mp}$ , неопределенность которых влияет на результат расчета с помощью ПС параметра  $Y_p$  ( $i=1, m$ ). Эти параметры имеют статистическую природу (например, физико-химические свойства материалов, геометрические размеры, коэффици-

енты эмпирических уравнений, лежащих в основе расчетной модели ПС и т.д.).

Для отклонения значений геометрических размеров от номинальных, а также для разброса значений физико-химических свойств материалов принимается тип распределения, указанный в источниках информации об этих параметрах. Если тип распределения не указан, то, согласно принципу максимальной энтропии, принимается либо нормальный тип распределения (если в источнике информации приводятся сведения о математическом ожидании и дисперсии параметра), либо равномерный тип распределения (если в источнике информации отсутствуют сведения о математическом ожидании и дисперсии параметра).

Для коэффициентов эмпирических уравнений, лежащих в основе расчетной модели ПС, диапазон изменения и тип распределения рекомендуется определять путем сопоставления результатов измерений в локальных экспериментах с результатами расчетного моделирования этих экспериментов с использованием ПС.

В результате для каждого из параметров  $Y_p, \dots, Y_m$  формируется матрица параметров расчетной модели ПС  $X_{1p}, \dots, X_{np}$ , неопределенность которых влияет на результат расчета по ПС. Примерный вид такой матрицы представлен в табл. 1.

### Этап 2. Анализ чувствительности расчета $X_{i1min}, X_{i1max}$ с помощью программного средства по отношению к изменениям параметров расчетной модели программного средства

#### Этап 2.1. Построение матрицы чувствительности

Выполняется анализ чувствительности параметра  $Y_p$  ( $i=1, m$ ) по отношению к изменениям каждого из параметров расчетной модели ПС  $X_{1p}, \dots, X_{np}$ .

Рассмотрим параметр расчетной модели  $X_{ki}$  ( $k=1, n; i=1, m$ ). С использованием ПС проводится расчетная оценка параметра  $Y_i$  как при неотклоненном значении параметра расчетной модели  $X_{ki}$  (обозначим ее  $Y_i(X_{ki})$ ), так и при минимальном и максимальном значениях диапазона изменения параметра  $X_{ki}$ , определенного на этапе 1 (обозначим их  $Y_i(X_{ki_{min}})$  и  $Y_i(X_{ki_{max}})$ ).

Показатель  $H_{ki}$  чувствительности параметра  $Y_i$  по отношению к изменению параметра расчетной модели  $X_{ki}$  определяется по формуле:

$$H_{ki} = \max (Y_i(X_{ki-min}), Y_i(X_{ki-max}))/Y_i(X_{ki}). \quad (1)$$

Если  $H_{ki} \approx 1$ , то можно говорить о слабой чувствительности параметра  $Y_i$  по отношению к изменению значения параметра  $X_{ki}$ . Если  $H_{ki} < 0,95$  или  $H_{ki} > 0,95$ , то можно говорить о сильной чувствительности  $Y_i$  по отношению к изменению значения параметра  $H_{ki}$ .

В результате формируется матрица чувствительности, которая дает представление о влиянии неопределенности каждого из параметров расчетной модели ПС из перечня, сформированного на этапе 1, на результат расчета по ПС. Примерный вид такой матрицы представлен в табл. 2.

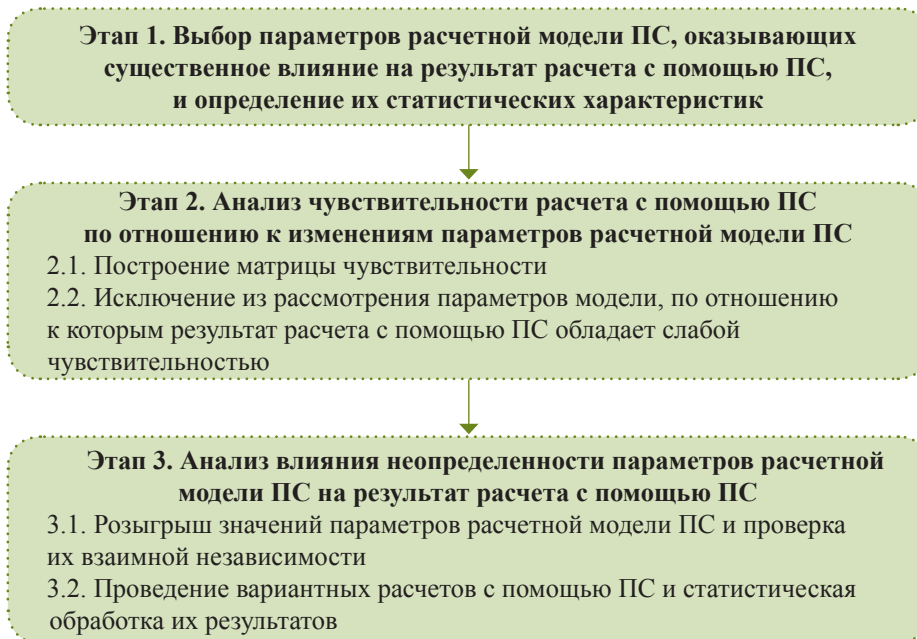


Рис. 2. Основные этапы оценки неопределенности параметров расчетной модели

Таблица 1

**Матрица параметров расчетной модели ПС, неопределенность которых влияет на результат расчета с помощью ПС параметра  $Y_i, (i=1, m)$**

Наименование параметра расчетной модели ПС	Диапазон изменения параметра расчетной модели ПС	Тип функции распределения параметра расчетной модели ПС
$X_{i1}$	$X_{i1\_min}, X_{i1\_max}$	равномерный
.....	.....	.....
$X_{in}$	$X_{in\_min}, X_{in\_max}$	нормальный

Таблица 2

**Матрица чувствительности для параметра  $Y_i, (i=1, m)$**

Наименование параметра расчетной модели ПС	Показатель чувствительности параметра $Y_i$ по отношению к изменению параметра расчетной модели ПС
$X_{ii}$	$H_{ii}$
.....	.....
$X_{ni}$	$H_{ni}$

**Этап 2.2. Исключение из рассмотрения параметров модели, по отношению к которым результат расчета с помощью программного средства обладает слабой чувствительностью**

После выполнения этапа 2.1 из перечня параметров расчетной модели ПС, сформированного на этапе 1, исключаются те из них, по отношению к которым параметр  $Y_i$  обладает слабой чувствительностью. В результате формируется окончательный перечень из  $p$  параметров расчетной модели ПС  $X_{1p}, \dots, X_{pi}$ , которые имеют существенное влияние на результат расчета по ПС параметра  $Y_p$  ( $i=1, m$ ).

**Этап 3. Анализ влияния неопределенности параметров расчетной модели программного средства на результат расчета с помощью программного средства**

**Этап 3.1. Варьирование значений параметров расчетной модели программного средства и проверка их взаимной независимости**

С помощью генератора псевдослучайных чисел производится варьирование  $n$  значений параметров расчетной модели ПС  $X_{1p}, \dots, X_{pi}$ . Законы распределения и диапазоны изменения параметров  $X_{1p}, \dots, X_{pi}$ , которые необходимо использовать для этого варьирования, определяются на этапе 1.

Для набора из  $p$  параметров модели строится корреляционная матрица  $R$ . Членами ( $r_{ij}$ ) этой квадратной матрицы являются коэффициенты корреляции между  $i$ -м и  $j$ -м параметрами модели ( $i, j = \overline{1, p}$ ). Согласно определению коэффициента корреляции матрица  $R$  является симметричной, а на ее главной диагонали расположены единицы.

Для проверки взаимной независимости параметров расчетной модели ПС  $X_{1p}, \dots, X_{pi}$ , как правило, используется подход, применяемый в математической статистике при проверке гипотезы о взаимной независимости случайных величин. Суть подхода состоит в сопоставлении значения случайной величины

$$\left( \frac{2p+11}{6} - n \right) \ln(\det R), \text{ имеющей } \chi^2$$

распределение с  $\frac{1}{2} p(p-1)$  степенями свободы, с

таблично заданным (см., например, статистические таблицы в [20]) значением величины

$$\chi_{kp}^2 \left( \gamma, \frac{1}{2} p(p-1) \right), \text{ где } \gamma - \text{уровень надежности.}$$

Для расчетов в обоснование безопасности ОИАЭ уровень надежности, как правило, принимается не ниже 0,95.

$$\text{Если } \left( \frac{2p+11}{6} - n \right) \ln(\det R) > \chi_{kp}^2 \left( \gamma, \frac{1}{2} p(p-1) \right),$$

то гипотеза о взаимной независимости случайных величин не принимается и розыгрыш значений параметров расчетной модели ПС повторяется.

$$\text{Если } \left( \frac{2p+11}{6} - n \right) \ln(\det R) < \chi_{kp}^2 \left( \gamma, \frac{1}{2} p(p-1) \right),$$

то значения параметров расчетной модели ПС с надежностью  $\gamma$  считаются взаимно независимыми.

**Этап 3.2. Проведение вариантных расчетов с помощью программного средства и статистическая обработка их результатов**

После выполнения этапа 3.1 с помощью ПС проводятся вариантные расчеты параметра  $Y_p$ ,  $i=1, m$ . Для каждой серии расчетов все значения параметров расчетной модели ПС меняются одновременно. Минимальное число вариантных расчетов с помощью ПС параметра  $Y_i$  зависит от метода оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета с помощью ПС.

Если для оценки влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС на результат расчета по ПС используется метод, основанный на использовании соотношения Уилкса, минимальное количество вариантных расчетов определяется следующим образом.

Пусть  $Y_{i, \text{расч. 1}} < Y_{i, \text{расч. 2}} < \dots < Y_{i, \text{расч. } n-1} < Y_{i, \text{расч. } n}$  – результаты  $n$  вариантных расчетов с помощью ПС параметра  $Y_p$ , расположенные в порядке возрастания.

Для определения минимального числа вариантных расчетов с помощью ПС параметра  $Y_p$ , необходимого для построения с надежностью (уровнем доверия)  $b$  и достоверностью  $a$  (долей генеральной совокупности, содержащейся в толерантном интервале) двустороннего толерантного интервала этого параметра с нижней границей  $Y_{i, \text{расч. 1}}$  и верхней границей  $Y_{i, \text{расч. } n}$ , рекомендуется использовать соотношение Уилкса:

$$1 - a^n - n(1-a)a^{n-1} \geq b. \tag{2}$$

Минимально необходимое количество расчетов с помощью ПС для различных сочетаний надежности  $b$  и достоверности  $a$  представлено в табл. 3.

Таблица 3

**Минимальное количество вычислений для построения двусторонних толерантных интервалов параметров, рассчитываемых по ПС,  $n$**

$b$	$a$		
	0,9	0,95	0,99
0,9	38	77	388
0,95	46	93	473
0,99	64	130	662

В табл. 3 показано, что при значениях  $a=0,95$  и  $b=0,95$  необходимое число вариантных расчетов по ПС для определения двустороннего толерантного интервала расчетного параметра составляет  $n=93$ . В руководстве МАГАТЭ SSG-2 [7] отмечается, что в практике расчетных обоснований безопасности обычно используют значения  $a=0,95$  и  $b=0,95$ , при этом значения этих величин, как правило, устанавливаются в нормативных документах. В настоящее время в российских нормативных документах в области использования атомной энергии отсутствуют какие-либо требования или рекомендации о значениях надежности и достоверности, которые следует использовать при оценке влияния неопределенности параметров модели на неопределенность расчета по ПС.

### 3. Оценка неопределенности измерения

Для получения обоснованного значения погрешности расчета по ПС при валидации ПС следует использовать только те экспериментальные данные, неопределенность измерений которых была оценена.

Общие подходы к оценке неопределенности результатов измерения установлены в документах [38 – 39], согласно которым эта оценка состоит из следующих этапов.

1. Выбор измеряемой величины.
2. Выявление параметров, от которых зависит измеряемая величина.
3. Выбор на основе имеющейся информации функций распределения этих параметров.
4. Определение функциональной зависимости измеряемой величины от параметров.
5. Определение для измеряемой величины вида распределения и его статистических характеристик (математическое ожидание, среднеквадратичное отклонение и т.д.).

6. Построение интервала, содержащего с заданной вероятностью значение измеряемой величины.

Выполнение этапов 2 – 4 необходимо для косвенно измеряемых величин.

Опыт экспертизы ПС показывает, что для валидации ПС часто используются эксперименты, для которых отсутствует информация об оценке неопределенности измерений. В этих случаях для оценки неопределенности измерения используются экспертные оценки, обладающие высокой степенью субъективизма.

### 4. Определение погрешности расчета с помощью программного средства при его валидации

#### 4.1. Определение погрешности стационарного расчета с помощью программного средства

Пусть  $Y$  – параметр, погрешность расчета которого требуется обосновать в отчете о верификации и валидации ПС, расчет при этом стационарный.  $Y_{\text{изм}}$  – результат измерения параметра  $Y$ , выполненного в эксперименте;  $Y_{\text{расч}}$  – результат расчета параметра  $Y$ , выполненного с помощью ПС.

Как было отмечено во Введении к настоящей статье, для обоснования значения погрешности результатов расчетов с помощью ПС необходимо оценить отклонение этих расчетов от экспериментальных данных, используемых для валидации ПС. При этом должна быть учтена как неопределенность параметров расчетной модели ПС, так и неопределенность измерений, выполненных в процессе экспериментов.

Отклонение расчета с помощью ПС от результата измерения определяется по формуле:

$$E = Y_{\text{изм}} - Y_{\text{расч}} \quad (3)$$



Количественная оценка неопределенности расчета с помощью ПС параметра  $Y$ , обусловленная влиянием неопределенностей параметров расчетной модели ПС, определяется по формуле:

$$\sigma_{\text{расч}} = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^n (Y_{i,\text{расч},j} - \bar{Y}_{i,\text{расч}})^2}{n-1}}, \quad (4)$$

где:

$$\bar{Y}_{i,\text{расч}} = \frac{\sum_{j=1}^n Y_{i,\text{расч},j}}{n}. \quad (5)$$

Метод оценки количества  $n$  вариантных расчетов с помощью ПС подробно описан в [40]. Основная идея метода состоит в том, что вариантные расчеты по ПС следует проводить до тех пор, пока значение  $\sigma_{\text{расч}}$  не стабилизируется (с точностью до второго третьего знака после запятой).

Количественная оценка неопределенности измерений, как было отмечено в разделе 3 настоящей статьи, выполняется с использованием подхода, описанного в [38].

#### 4.2. Определение погрешности нестационарного расчета с помощью программного средства

Пусть  $Y$  – параметр, погрешность расчета которого требуется обосновать в отчете о верификации и валидации ПС, расчет при этом нестационарный. Обозначим через  $Y_{\text{расч}}(t)$  результат расчета с помощью ПС параметра  $Y$ ;  $Y_{\text{изм}}(t)$  – результат измерения параметра  $Y$ .

При анализе неопределенности параметров расчетной модели ПС в каждый момент времени  $t$  определяется интервальная оценка результата расчета с помощью ПС ( $Y_{\text{расч\_мин}}, Y_{\text{расч\_макс}}$ ). При анализе неопределенности измерения в каждый момент времени  $t$  определяется интервальная оценка результата измерения ( $Y_{\text{изм\_мин}}, Y_{\text{изм\_макс}}$ ).

С учетом требования пункта 1.2.9 [1] о подтверждении консервативности подхода, принятого при обосновании безопасности ОИАЭ, в каждый момент времени  $t$  оценка  $E$  погрешности расчета параметра  $Y$  должна проводиться путем сопоставления тех границ интервальных оценок расчета и измерения, расстояние между которыми наибольшее. В качестве оценки погрешности расчета с помощью ПС следует использовать максимальное значение величины  $E$  на протяжении всего времени расчета (измерения).

Соотношение результатов расчета с помощью ПС и результатов измерения в фиксированный момент времени схематично представлено на рис. 3.

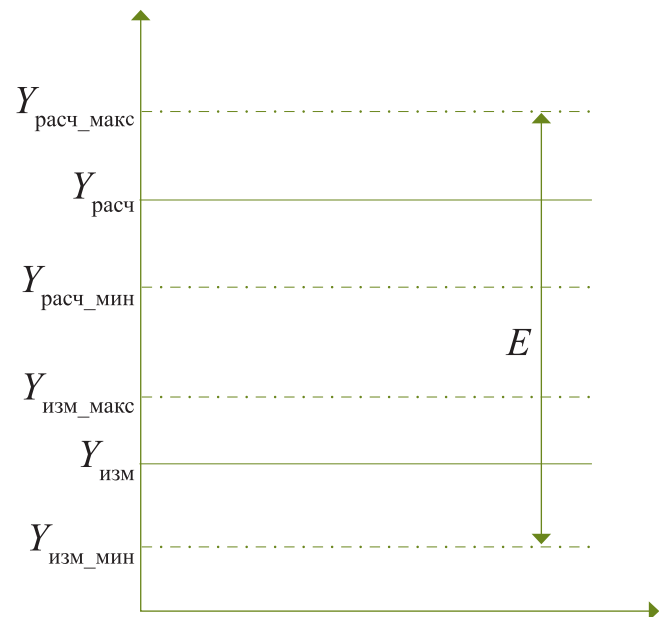


Рис. 3. Соотношение результатов расчета с помощью ПС и результатов измерения

При валидации ПС часто возникает ситуация, когда зависимости от времени рассчитываемого с помощью ПС параметра и результата измерения, полученного в эксперименте, использованном при валидации ПС, качественно близки, но при этом расчетная и экспериментальная зависимости смещены друг относительно друга по оси времени. С целью корректного вычисления величины  $E$  устанавливается взаимно однозначное соответствие между результатом нестационарного расчета с помощью ПС и результатом измерения, полученного в эксперименте, использованном для валидации ПС. Для этого как для расчета с применением ПС, так и для результатов измерений в эксперименте, отрезок временной оси от нуля до момента окончания расчета с помощью ПС (эксперимента) разбивается на одинаковое количество интервалов, внутри которых как в расчете с помощью ПС, так и в эксперименте происходят качественно подобные процессы. В работе [41] такие интервалы называются феноменологическими окнами.

Существуют и другие подходы к определению погрешности нестационарного расчета с помощью ПС. В частности, в работе [41] предложена методика, основанная на использовании быстрого преобразования Фурье.

### 4.3. Качественная оценка результатов сопоставления расчетов и измерений

При применении на практике предлагаемого в настоящей статье подхода величина погрешности расчета по различным ПС будет варьироваться от десятых долей процента (для тех процессов и явлений, где неопределенности параметров расчетной модели ПС и используемых для валидации ПС экспериментальных данных минимальны) до сотен процентов (при больших неопределенностях). Поэтому в дополнение к количественной оценке способности ПС моделировать тот или иной процесс в отчете МАГАТЭ [13] предлагается использовать еще и качественную оценку сопоставления расчетов с помощью ПС и экспериментальных данных (отличное совпадение, приемлемое совпадение, минимальное совпадение, неприемлемое совпадение). Однако предложенные в [13] критерии таких оценок достаточно субъективны. Например, приемлемое совпадение определено следующим образом: «расчет иногда лежит в пределах полосы неопределенности экспериментальных данных и показывает те же тенденции, что и экспериментальные данные». Видимо поэтому предложенный в [13] подход к качественной оценке расчетных возможностей ПС не нашел отражение в руководстве МАГАТЭ SSG-2 [7], содержащем, в том числе, и рекомендации по валидации ПС. Сама же идея качественной оценки представляется целесообразной.

### 4.4. О расчетах прочности

При оценке надежности строительных конструкций ОИАЭ используют коэффициенты, учитывающие возможные неблагоприятные отклонения значений нагрузок, характеристик материалов и расчетной схемы строительного объекта от реальных условий его эксплуатации, а также уровень ответственности строительных объектов. Значения этих коэффициентов выбираются таким образом, чтобы обеспечить консервативность получаемых результатов расчетов (с большим запасом). Однако в документе [42] отмечается, что если количество данных об изменчивости основных параметров позволяет проводить их статистический анализ (в частности, эти данные должны быть однородными и статистически независимыми), то для обоснования нормативных и расчетных характеристик материалов и оснований, нагрузок и коэффициентов сочетаний рекомендуется применять вероятностно-статистические методы. К числу таких

методов относятся и подходы к оценке влияния неопределенности параметров расчетной модели ПС. Таким образом, предлагаемый в настоящей статье метод оценки неопределенностей, основанный на соотношении Уилкса, может быть применен в практике расчета надежности строительных конструкций в части обоснования величин коэффициентов запаса.

Иная картина представляется с физико-механическими характеристиками конструкционных материалов, в том числе оборудования и трубопроводов. На одном и том же заводе статистический разброс этих характеристик имеет место как в пределах одной плавки (в середине и на периферии отливки), так и от плавки к плавке. Технические условия на конкретную марку стали не могут отразить все многообразие технологических факторов, влияющих на механические и теплофизические свойства этой стали.

По этой же причине механические характеристики одной и той же марки стали, выплавляемой на разных заводах, будут также отличаться. В связи с этим в практике расчетов на прочность используется понятие гарантированных значений физико-механических характеристик. По сути они являются консервативной экспертной оценкой нижней огибающей границ интервалов статистического разброса данных характеристик со всех возможных заводов-производителей конкретной марки стали. На практике в расчетах на прочность на стадии проектирования используют именно гарантированные значения физико-механических характеристик, хотя реально плавок сталей с такими характеристиками не бывает. Очевидно, что проводить анализ неопределенности параметров расчетной модели ПС с использованием гарантированных характеристик не имеет смысла.

Все сказанное свидетельствует об особенностях различных тематических областей расчетов, которые необходимо учитывать при разработке нормативных документов, устанавливающих подходы к анализу неопределенностей.

### 5. Определение погрешности расчета с помощью программного средства при обосновании безопасности

В этом разделе даны рекомендации о том, как учитывать результаты верификации и валидации ПС при обосновании безопасности ОИАЭ.

Согласно [2], верификация и валидация ПС проводится с использованием:

- аналитических тестов;
- экспериментальных данных по отдельным процессам и явлениям (локальных экспериментов);
  - данных, полученных на экспериментальных установках, структурно подобных реальному ОИАЭ (интегральных экспериментов);
  - экспериментальных данных, полученных на реальных ОИАЭ.

Верификация ПС, проведенная с использованием аналитических тестов, обязательна для оценки качества расчетной модели ПС (подтверждается правильность программной реализации используемых в ПС уравнений и замыкающих соотношений, адекватность разбиения моделируемого объекта на элементы, выбор шага интегрирования и т.д.). Однако расхождение результатов расчетов с помощью ПС и аналитических тестов нельзя использовать в качестве погрешности расчета при обосновании безопасности ОИАЭ, так как аналитические тесты не описывают реальный ОИАЭ.

При валидации ПС, проведенной с использованием локальных экспериментов, сопоставление результатов измерения с результатами расчета по ПС может позволить оценить диапазоны изменения параметров расчетной модели ПС, неопределенность которых влияет на результат расчета (например работы [43 – 45]), а также проверить адекватность моделирования определенного явления. Однако отклонения рассчитанных с помощью ПС параметров от результатов измерений, полученных в процессе выполнения локальных экспериментов, также нельзя использовать в качестве погрешности параметров, рассчитанных с помощью ПС при обосновании безопасности ОИАЭ, так как в локальных экспериментах исследуются только отдельные процессы и явления, возможные при эксплуатации ОИАЭ.

Значения погрешностей параметров, полученные при валидации ПС, проведенной с помощью интегральных экспериментов, можно использовать при обосновании безопасности ОИАЭ. Однако при этом в соответствии с требованиями [2] необходимо не только обосновывать, что экспериментальная установка структурно подобна ОИАЭ, но и оценивать влияние расхождения между экспериментальной установкой и реальным ОИАЭ посредством учета масштабных факторов. Подход к такому обоснованию предложен в работе [46]. Стоит отметить, что методически такой подход достаточно сложен и опыт его применения в нашей стране практически отсутствует.

Значения погрешностей, рассчитываемых с

помощью ПС параметров, полученные при валидации ПС, проведенной с использованием экспериментов на реальных ОИАЭ, можно применять для обоснования безопасности. Однако количество таких экспериментов, как и количество измерений в них, сильно ограничено, а для планируемых к сооружению ОИАЭ подобных экспериментов не может быть в принципе.

Для верификации и валидации ПС также используется сопоставление результатов расчета, проведенного при использовании ПС, с результатами расчета по аттестованному ПС-аналогу (так называемая кросс-верификация). При кросс-верификации необходимо принимать во внимание значения погрешностей параметров, рассчитываемых с применением аттестованного ПС-аналога. Использование при обосновании безопасности ОИАЭ значений погрешностей параметров, обоснованных путем кросс-верификации с аттестованным ПС-аналогом, допустимо только в тех случаях, когда валидация ПС-аналога проведена в экспериментах на реальных ОИАЭ и на интегральных экспериментальных установках.

В настоящее время при проведении экспертизы обоснования безопасности ОИАЭ регулярно отмечается, что либо анализы безопасности не сопровождаются оценкой погрешности расчета, как того требует положение пункта 1.2.9 [1], либо в качестве погрешности рассчитанного с помощью ПС параметра принимается значение, установленное в аттестационном паспорте ПС. Такой подход практически всегда некорректен, поскольку, как было отмечено выше, при расчетах с помощью ПС в обоснование безопасности ОИАЭ можно использовать только те значения погрешностей, которые получены в экспериментах на реальных ОИАЭ и на интегральных экспериментальных установках с учетом масштабных факторов.

В пункте 1.2.9 [1] отмечается, что детерминистические анализы проектных аварий должны выполняться на основе консервативного подхода. Консервативность расчета с помощью ПС параметров, важных для безопасности, может быть подтверждена путем применения одной из методик оценки неопределенности параметров расчетной модели ПС, описанных в разделе 1 настоящей статьи.

### Заключение

В настоящей статье представлены результаты анализа отечественной и международной практики по оценке погрешностей ПС, используемых

для выполнения анализов безопасности ОИАЭ.

Результаты анализа показывают, что при проведении валидации ПС в качестве погрешности расчета параметра с применением ПС целесообразно использовать отклонение результата расчета с помощью ПС от результата измерения, с учетом как неопределенности параметров расчетной модели ПС, так и неопределенности измерений. Указанные неопределенности представляются в виде интервалов с заданными вероятностными характеристиками.

При расчетах с помощью ПС в обоснование безопасности ОИАЭ можно использовать только те значения погрешностей, которые получены в экспериментах на реальных ОИАЭ и на интегральных экспериментальных установках с учетом масштабных факторов. Поскольку количество таких экспериментов весьма ограничено, при обосновании безопасности необходимо подтверждать требуемую консервативность результатов расчета с помощью ПС путем применения одного из методов анализа неопределенности параметров расчетной модели ПС, обзор которых выполнен в настоящей статье.

Среди всего многообразия существующих методов анализа неопределенности параметров расчетной модели ПС наибольшее распространение в обосновании безопасности ОИАЭ нашел подход, основанный на использовании соотношения Уилкса.

Для реализации обсуждаемых в статье подходов к оценке погрешностей и неопределенностей расчета в практике регулирования безопасности ОИАЭ предлагается:

1) при очередном пересмотре РД-03-34-2000 [2] актуализировать требования к определению значений погрешностей расчетов по ПС, используемых при обосновании безопасности ОИАЭ, в частности:

- установить необходимость учета неопределенности параметров расчетной модели ПС

и неопределенности измерений при обосновании значений погрешностей расчетов с помощью ПС;

- установить вероятностные характеристики интервала, которые следует использовать при оценке влияния неопределенностей параметров расчетной модели на результат расчета с помощью ПС;

- установить, что при валидации ПС следует использовать только те экспериментальные данные, неопределенность измерений которых была оценена;

2) разработать руководства по безопасности с рекомендациями по:

- оценке неопределенности расчета с помощью ПС, обусловленной неопределенностью параметров расчетной модели ПС (для разных тематических областей расчетов целесообразно разработать отдельные руководства, отражающие специфику этих тематических областей; для теплогидравлических расчетов реакторных установок атомных станций предлагается использовать описанный в статье метод, основанный на соотношении Уилкса);

- оценке неопределенности результатов измерений, выполненных в рамках экспериментов, которые используются при валидации ПС (с привлечением специализированных организаций отрасли);

- обоснованию переноса результатов валидации, полученных на интегральных экспериментальных установках, на реальные ОИАЭ (разработка такого руководства должна предшествовать научно-исследовательской работе по изучению и адаптации практики применения существующих и упомянутых в настоящей статье подходов);

- определению параметров расчетной модели ПС, оказывающих существенное влияние на результат расчета с помощью ПС.

### Список литературы

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций: НП-001-15: утверждены Ростехнадзором 17 декабря 2015 г., введ. с 16 февраля 2016 г. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016.
2. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии: РД-03-34-2000: утверждены Госатомнадзором России 28.12.2000, введены в действие с 29.12.2000.
3. Богдан С. Н., Козлова Н. А., Соловьёв С. Л., Хамаза А. А., Шевченко С. А. Совершенствование нормативных требований к программным средствам, используемым при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии // Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре: 25 лет на службе безопасности // Сб. публикаций // Труды ФБУ «НТЦ ЯРБ». – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016.



4. Safety assessment for facilities and activities. IAEA General Safety Requirements. GSR Part 4. Vienna, Austria, 2016.
5. V&V20-2009. Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer. – American Society of Mechanical Engineers, 2009.
6. V&V10-2006. Standard for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics. – American Society of Mechanical Engineers, 2006.
7. Deterministic safety analysis for Nuclear Power Plants. IAEA Specific Safety Guide. SSG-2. Vienna, Austria, 2010.
8. Рыжов Н. И., Виноградова Ю. Ю., Семенов В. Н. Количественная оценка результатов верификации кода СОКРАТ-БН на эксперименте по исследованию перепада давления в натриевом теплоносителе // Проблемы современной физики: Сб. докладов 58-й научной конференции МФТИ, 2015.
9. Точность и неопределённость программных средств, используемых для обоснования безопасности ОИАЭ // Сб. докладов Всерос. научно-практического семинара. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2007.
10. Ковалевич О. М., Строганов А. А. Погрешности и неопределённости при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии // Атомная энергия. – 2009. – т. 106. – вып. 2.
11. Ковалевич О. М., Румянцев А. Н. Необходимые аспекты решения проблемы погрешностей и неопределённостей // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – вып. 4.
12. Тебин В. В. Статистическая верификация нейтронно-физических программ, предназначенных для расчётов в обоснование ядерной безопасности // Вопросы атомной науки и техники, сер. «Физика ядерных реакторов». – 2011. – вып. 1.
13. Best Estimate safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation, Safety Reports Series, No. 52, IAEA, 2008.
14. Яшников Д. А. Разработка и применение методики анализа неопределённости теплогидравлических расчётов аварийных режимов реакторов РБМК: дис. канд. техн. наук. – М., 2013.
15. Evaluating the Reliability of Predictions Made Using Environmental Transfer Models. IAEA Safety Series № 100. Vienna, Austria, 1989.
16. Martz H. F., Waller R. A. Bayesian Reliability Analysis. – New York: John Wiley & Sons, 1982.
17. Morgan M. G., Henrion M. Uncertainty: A Guide to Dealing with Uncertainty in Quantitative Risk and Policy Analysis. – Cambridge: Cambridge University Press, 1990.
18. Wickett A. J., Neil A. P. Advanced LOCA Code Uncertainty Assessment: A Pilot Study. AEEW-R2508 // Winfrith, UK, November 1990.
19. Румянцев А. Н. Квантильная оценка неопределённостей вероятностного анализа безопасности объектов ядерной энергетики // Атомная энергия. – 2006. – т. 101. – вып. 3.
20. Усачёв Л. Н. Уравнение для ценности нейтронов, кинетика реактора и теория возмущений: Материалы международной конференции по мирному использованию атомной энергии. – М.: Госэнергоиздат, 1958.
21. Гмурман В. Е. Теория вероятностей и математическая статистика. – М.: Высшая школа, 2000.
22. Крамер Г. Математические методы статистики. – М.: Мир, 1975.
23. Ван дер Варден Б. Л. Математическая статистика. – М.: Иностранная литература, 1960.
24. Гордеев С. С., Сорокин А. П. Теплогидравлический расчёт активной зоны реакторов на быстрых нейтронах с учётом различных факторов // Вопросы атомной науки и техники, сер. «Ядерно-реакторные константы». – 2016. – вып. 4.
25. McKay D., Conover W. J., Beckman R. J. A Comparison of Three Methods for selecting Values of Input Variables in the Analysis of Output from a Computer Code // Technometrics. – 1979. – vol. 21. – pp. 239–245.
26. Увакин М. А., Петкевич И. Г. Оценка неопределённости расчётных моделей путём разложения результирующей величины по входным параметрам // Известия вузов, сер. Ядерная Энергетика. – 2010. – № 2.
27. Wilks S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits // Annals of Mathematical Statistics. – 1941. – vol. 12. – № 1.
28. Рябинин И. А. Надежность и безопасность структурно-сложных систем. – СПб.: Политехника, 2000.
29. Уилкс С. Математическая статистика. – М.: Иностранная литература, 1967.
30. Dakota, A Multilevel Parallel Object-Oriented Framework for Design Optimization, Parameter Estimation, Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis: Version 6.1 User's Manual. – Livermore: Sandia National Laboratory, 2014.

31. Яшников Д. А., Афремов Д. А., Миронов Ю. В. и др. Анализ неопределённости расчётов аварий с потерей теплоносителя для 1-го энергоблока Курской АЭС // Атомная энергия. – 2005. – т. 98. – вып. 6.
32. Моисеенко Е. В., Тарасов В. И., Стрижов В. Ф., Филиппов А. С. Анализ неопределённостей в задаче взаимодействия расплава с материалом конструкций реактора типа ВВЭР // Известия Российской Академии наук, сер. «Энергетика». – 2010. – вып. 6.
33. Воробьёв Ю. Б., Кузнецов В. Д., Мансури М. Оценка влияния неопределённых факторов при анализе аварийных процессов на АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. – 2006. – вып. 9.
34. Пономаренко Г. Л., Быков М. А., Москалёв А. М. Использование метода ВЕРУ для исследования запроектных аварийных режимов с захлаживанием ВВЭР-1000 // Вопросы атомной науки и техники, сер. «Обеспечение безопасности АЭС». – 2009. – вып. 25.
35. Салатов А. В., Фальков А. А., Долгов А. Б. и др. Развитие методологии анализа поведения топлива легководных реакторов в проектных авариях // Вопросы атомной науки и техники, сер. «Материаловедение и новые материалы». – 2013. – вып. 1.
36. Перегудов А. А., Андрианова О. Н., Мантуров Г. Н., Раскач К. Ф., Семенов М. Ю., Цибуля А. М. Использование метода GRS для оценки погрешности нейтронно-физических характеристик перспективного быстрого реактора // Известия ВУЗов, сер. «Ядерная энергетика». – 2014. – вып. 2.
37. Артёмов В. Г., Артёмова Л. М., Коротаев В. Г., Михеев П. А. Применение метода анализа неопределённости и чувствительности в сопряжённых нейтронно-физических и теплогидравлических расчётах // Вопросы атомной науки и техники, сер. «Ядерно-реакторные константы». – 2014. – вып. 3.
38. ГОСТ 54500.1-2011. Руководство ИСО/МЭК 98-1:2009. Неопределённость измерения. – М.: Стандартинформ, 2012 г.
39. Метрологические требования к измерениям, эталонам единиц величин, стандартным образцам, средствам измерений, их составным частям, программному обеспечению, методикам (методам) измерений, применяемым в области использования атомной энергии. Утверждены приказом Госкорпорации «Росатом» от 31.10.2013 № 1/10-НПА.
40. JCGM 101:2008. Evaluation of measurement data – Supplement 1 to the «Guide to the expression of uncertainty in measurement» – Propagation of distributions using a Monte Carlo method, Joint Committee for Guides in Metrology guidance document, 2008.
41. D’Auria F., Giannotti W. «Development of Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty» // Nuclear Technology. – 2000. – vol. 131 (1). – pp. 159–196.
42. ГОСТ 27751-2014. Межгосударственный стандарт. Надёжность строительных конструкций и оснований. Основные положения – М.: Стандартинформ, 2015.
43. Яшников Д. А., Миронов Ю. В., Радкевич В. Е., Журавлёва Ю. В., Кузин А. В., Мокроусов К. А. Верификация моделей кодов улучшенной оценки: модели двухфазного потока кодов RELAP5 и KOPCAP // Атомная энергия. – 2004. – т. 97. – вып. 6.
44. Яшников Д. А., Афремов Д. А. Верификация методики расчёта кризиса теплоотдачи кода RELAP5/MOD3.2 на основе данных в моделях сборок РБМК // Атомная Энергия. – 2011. – т. 110. – вып. 5.
45. Грицай А. С., Мигров Ю. А. Оценка неопределённостей моделей теплогидравлических расчётных кодов // Теплоэнергетика. – 2015. – вып. 9.
46. Zuber N., Wulff W., Rohatgi U. S., Catton I., «Application of Fractional Scaling Analysis (FSA) to Loss of Coolant Accidents (LOCA), Part 1: Methodology Development» // The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Paper 153, Popes’ Palace Conference Center Avignon, France, October 2 – 6, 2005.

## References

1. General Safety Provisions for Nuclear Power Plants. OPB-88/97; NP-001-15: approved by Rostechнадзор on December 17, 2015, introduced into force in February 16, 2016 – М.: SEC NRS, 2016.
2. Requirements to composition and contents of report on verification and justification of software applied for nuclear facilities safety analysis: RD-03-34-2000: approved by Gosatomnadzor of Russia on 28.12.2000, introduced into force in 29.12.2000.

3. Bogdan S. N., Kozlova N. A., Solovijev S. L., Khamaza A. A., Shevchenko S. A. "Updating of regulatory requirements to software applied at nuclear facilities safety analysis" // Rostekhnadzor Council on software certification: 25 years on safety service // Collection of publications // Works of SEC NRS. – M.: SEC NRS, 2016.
4. Safety assessment for facilities and activities. IAEA General Safety Requirements. GSR Part 4. Vienna, Austria, 2016.
5. V&V20-2009. Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer. – American Society of Mechanical Engineers, 2009.
6. V&V10-2006. Standard for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics. – American Society of Mechanical Engineers, 2006.
7. Deterministic safety analysis for Nuclear Power Plants. IAEA Specific Safety Guide. SSG-2. Vienna, Austria, 2010.
8. Ryzhov N. I., Vinogradova Yu. Yu., Semenov V. N. "Quantitative evaluation of SOKRAT-BN code verification results based on the experiment to study the sodium coolant difference in pressure". // Issues of modern physics: Collection of reports to the 58th scientific conference of MIPT, 2015.
9. Preciseness and uncertainty of software applied for nuclear facility safety analysis.// Collection of reports of All-Russian practical seminar. – M.: SEC NRS, 2007.
10. Kovalevich O. M., Stroganov A. A. "Errors and uncertainties in nuclear facility safety analysis" // Atomic energy – 2009. – Volume 106. – Issue 2.
11. Kovalevich O. M., Rumyantsev A. N. "The needed aspects to solve the problem of errors and uncertainties" // Nuclear and radiation safety – 2009. – Issue 4.
12. Tebin V. V. "Statistical verification of neutronic programmes designed for nuclear safety analysis calculations" // Issues of nuclear science and technology, Series «Physics of nuclear reactors». – 2011. – Issue 1.
13. Best Estimate safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation, Safety Reports Series, No. 52, IAEA, 2008.
14. Yashnikov D. A. "Development and application of methodology on uncertainty analysis of thermohydraulic calculations of RBMK reactors emergency modes": Ph.D. Thesis– M., 2013.
15. Evaluating the Reliability of Predictions Made Using Environmental Transfer Models. IAEA Safety Series № 100. Vienna, Austria, 1989.
16. Martz H. F., Waller R. A. Bayesian Reliability Analysis. – New York: John Wiley & Sons, 1982.
17. Morgan M. G., Henrion M. Uncertainty: A Guide to Dealing with Uncertainty in Quantitative Risk and Policy Analysis. – Cambridge: Cambridge University Press, 1990.
18. Wickett A. J., Neil A. P. Advanced LOCA Code Uncertainty Assessment: A Pilot Study. AEEW-R2508 // Winfrith, UK, November 1990.
19. Rumyantsev A. N. "Quantile assessment of uncertainties in respect to nuclear facilities PSA" // Atomic energy – 2006 – Volume 101. – issue 3.
20. Usachev L. N. "Equation for neutron importance, reactor kinetics and perturbation theory": Materials for international conference on peaceful use of atomic energy. – M.: Gosenergoizdat, 1958.
21. Gmuran V. E. Theory of probabilities and mathematical statistics. – M.: The High School, 2000.
22. Kramer G. Mathematical methods of statistics. – M.: Peace, 1975.
23. Van der Varden B. L. Mathematical statistics. – M.: The Foreign Literature, 1960.
24. Gordeev S. S., Sorokin A. P. "Thermohydraulic calculation of fast breeder reactors core with accounting of various factors" // Issues of nuclear science and technology, Series «Reactor and nuclear data» – 2016. – Issue 4.
25. McKay D., Conover W. J., Beckman R. J. A Comparison of Three Methods for selecting Values of Input Variables in the Analysis of Output from a Computer Code // Technometrics. – 1979 – vol. 21. – pp. 239–245.
26. Uvakin M. A., Petkevich I. G. "Uncertainty assessment of calculation models by means of resultant decomposition with entry parameters" // News of Higher Educational Institutions. Series "Nuclear power" – 2010. – № 2.
27. Wilks S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits // Annals of Mathematical Statistics. – 1941. – vol. 12. – № 1.
28. Ryabinin I. A. "Reliability and safety of structurally-complicated systems". – St. Petersburg.: Polytechnic, 2000.
29. Wilks S. Mathematical statistics. – M.: The foreign literature, 1967.
30. Dakota, A Multilevel Parallel Object-Oriented Framework for Design Optimization, Parameter Estimation, Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis: Version 6.1 User's Manual. – Livermore: Sandia National Laboratory, 2014.

31. Yashnikov D. A., Afremov D. A., Mironov Yu. V. and others. "Analysis of calculations' uncertainty in respect to loss-of-coolant accidents for Kursk NPP, Unit 1"// Atomic energy – 2005. – Volume 98. – Issue 6.
32. Moiseenko E. V., Tarasov V. I., Strizhov V. F., Filippov A. S. "Uncertainties analysis in interaction of corium and VVER-type structural material"// Proceedings of the Russian Academy of Sciences, Series «Energy» – 2010. – Issue 6.
33. Vorobjev Yu. B., Kuznetsov V. D., Mansuri M. "Impact assessment of the unidentified factors during accident processes analysis at NPPs with VVER-1000" // Heat Power Engineering. – 2006. – Issue 9.
34. Ponomarenko G. L., Bykov M. A., Moskalev A. M. "Application of BEPU method to study the beyond-design-basis emergency modes in case of VVER-1000 cooldown"// Issues of nuclear science and technology, Series «NPP safety ensuring». – 2009. – Issue 25.
35. Salatov A. V., Falkov A. A., Dolgov A. B. and others. "Development of methodology on behaviour analysis of light-water reactors fuel in case of design-basis accidents"// Issues of nuclear science and technology, Series «Material engineering and advanced materials». – 2013. – Issue 1.
36. Peregodov A. A., Andrianova O. N., Manturov G. N., Raskach K. F., Semenov M. Yu., Tsybulya A. M. "Application of GRS method for uncertainty assessment of neutronic characteristics of the advanced fast reactor" // News of Higher Educational Institutions. Series "Nuclear energy" – 2014. – Issue 2.
37. Artemov V. G., Artemova L. M., Korotaev V. G., Mikheev P. A. "Application of uncertainty and sensitivity analysis method in the coupled neutronic and thermohydraulic calculations"// Issues of nuclear science and technology, Series «Reactor nuclear data». – 2014. – Issue 3.
38. GOST 54500.1-2011. Guide ISO/IEC 98-1:2009. Uncertainty of measurement. – M.: Standardinform, 2012.
39. "Metrological requirements to the measurements, unit measurement standards, reference standards, measurement means, their component parts, software, measurements methodologies (methods) applied in the field of atomic energy use". Approved by State Corporation «Rosatom» 31.10.2013 № 1/10-NPA.
40. JCGM 101:2008. Evaluation of measurement data – Supplement 1 to the «Guide to the expression of uncertainty in measurement» – Propagation of distributions using a Monte Carlo method, Joint Committee for Guides in Metrology guidance document, 2008.
41. D'Auria F., Giannotti W. «Development of Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty» // Nuclear Technology. – 2000. – vol. 131 (1). – pp. 159–196.
42. GOST 27751-2014. Interstate standard. Reliability of building structures and basements. General provisions – M.: Standartinform, 2015.
43. Yashnikov D. A., Mironov Yu. V., Radkevich V. E., Zhuravleva Yu. V., Kuzin A. V., Mokrousov K. A. "Verification of models of the advanced assessment codes: two-phase flow models of RELAP5 and KORSAR codes"// Atomic energy – 2004. – Volume 97. – Issue 6.
44. Yashnikov D. A., Afremov D. A. "Verification of RELAP5/MOD3.2 critical heat flux calculation procedure against the RBMK mockup fuel assemblies"// Atomic energy – 2011 – Volume 110 – Issue 5.
45. Gritsaj A. S., Migrov Yu. A. Uncertainties assessment of thermohydraulic calculation codes models // Heat power engineering. – 2015. – Issue 9.
46. Zuber N., Wulff W., Rohatgi U. S., Catton I., «Application of Fractional Scaling Analysis (FSA) to Loss of Coolant Accidents (LOCA), Part 1: Methodology Development» // The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Paper 153, Popes' Palace Conference Center Avignon, France, October 2 – 6, 2005.

