

УДК 621.039.578

DOI: 10.24160/1993-6982-2023-5-129-137

## Учет неопределенности в анализе прочности корпуса реактора ВВЭР при заводских гидротиспытаниях

И.А. Никитченко, Ю.Б. Воробьев, А.В. Аванов

Рассмотрена проблема применения методов анализов неопределенности и чувствительности к расчетам на прочность. Приведена информация об актуальности задачи для обеспечения надежного функционирования ядерных энергетических установок с водо-водяными реакторами. Во всех расчетных кодах содержатся неопределенности, источники которых — ошибки измерений и эмпирические модели. В ходе работы проанализированы следующие режимы нагружения: заводские гидротиспытания и сейсмическая нагрузка. Представлен анализ напряженных состояний и распределения пластических деформаций для данных режимов нагружения. Доказано, что наряду с распределением, близким по внешнему виду к нормальному, присутствуют экстремальные, сильно от него отличающиеся значения с характером выбросов с низкой вероятностью реализации. Выявлено, что ряд результирующих параметров могут иметь сильную вариативность в АН, и высокая вариативность совпадает с существенным относительным максимальным отклонением от референтных значений. Выполнен анализ чувствительности для данных режимов нагружения. Показано, что наиболее сильно влияют: коэффициент Пуассона, модуль Юнга и предел текучести, а также, в расчетах на сейсмические воздействия по коэффициенту Пирсона, предел прочности. Полученные результаты могут быть актуальны для расчетов на хрупкое разрушение при больших сроках эксплуатации корпуса реактора в связи с накоплением дефектов в металле и изменении свойств материала корпуса при длительном влиянии флюенса нейтронов и высокой температуры.

*Ключевые слова:* анализы неопределенности и чувствительности, корпус реактора, расчетные коды.

*Для цитирования:* Никитченко И.А., Воробьев Ю.Б., Аванов А.В. Учет неопределенности в анализе прочности корпуса реактора ВВЭР при заводских гидротиспытаниях // Вестник МЭИ. 2023. № 5. С. 129—137. DOI: 10.24160/1993-6982-2023-5-129-137.

## Consideration of Uncertainty in the Strength Analysis of the VVER Pressure Vessel during Factory Hydraulic Tests

I.A. Nikitchenko, Yu.B. Vorobyev, A.V. Avannov

The article addresses the problem of applying the uncertainty and sensitivity analysis methods to strength calculations. Information on the relevance of this problem for ensuring reliable operation of nuclear power facilities with pressurized water reactors is given. All computer codes contain uncertainties, the sources of which are measurement errors and empirical models. The following loading modes were analyzed: factory hydraulic tests and seismic load. The article presents an analysis of stressed states and distribution of plastic deformations for these loading modes. It is shown that along with the statistical distribution close in appearance to the normal one, there are also extreme values that differ significantly from it, with outliers having a low occurrence probability. It has been found that a number of resulting parameters can have a strong variability in the uncertainty analysis, and that high variability coincides with a significant relative maximum deviation from the reference values. A sensitivity analysis for these loading modes is carried out. The analysis results have shown that the Poisson ratio, Young modulus and yield strength have the strongest influence, and so is the tensile strength in the calculations for seismic loads. The obtained study results may be relevant for brittle fracture calculations for the reactor pressure vessel having been in operation for a long period of time in view of accumulation of flaws in the metal and changes in the vessel material properties under the long-term effect of neutron fluence and high temperature.

*Key words:* uncertainty analysis, sensitivity analysis, reactor pressure vessel, computer codes.

*For citation:* Nikitchenko I.A., Vorobyev Yu.B., Avannov A.V. Consideration of Uncertainty in the Strength Analysis of the VVER Pressure Vessel during Factory Hydraulic Tests. Bulletin of MPEI. 2023;5:129—137. (in Russian). DOI: 10.24160/1993-6982-2023-5-129-137.

### Введение

Важнейшая часть реакторной установки любого типа — ядерный реактор. От работоспособности его элементов зависит безопасность, экономичность и надежность работы атомной электростанции (АЭС) в целом. Основная часть ядерного реактора — толсто-стенный металлический корпус, главной характерис-

тикой которого является его механическая прочность. В настоящее время для расчетов на прочность различного оборудования, в том числе оборудования атомной энергетики, применяют расчетные коды типа ANSYS Mechanical [1], реализующие метод конечных элементов. С помощью них можно получить большой объем информации о поведении материала корпуса при работе реактора.

Во всех расчетных программах используются различные эмпирические модели и методы, что приводит к погрешностям расчетов. Кроме того, применяемые в расчетных моделях данные также могут быть неточны. Выделяют:

- ошибки измерения, вызванные срабатыванием различных систем;
- технологические допуски изготовления оборудования;
- изменения характеристик оборудования в течение эксплуатации.

Данные неточности рассматривают как неопределенности используемых параметров. Особенно широко это используется в теплогидравлических кодах [3 — 5]. В кодах, служащих для расчетов на прочность, тоже присутствуют данные типы неопределенностей и, следовательно, необходим их учет в рамках анализа неопределенностей (АН).

В доступной литературе отсутствует информация по анализу неопределенности для задач механики в ядерной энергетике, за исключением анализа чувствительности для задач сейсмической прочности [6]. По результатам АН можно определить чувствительность результатов расчетов к неопределенностям исходных данных, выявить наиболее значимые факторы, что позволит провести их уточнение и снизить неточность результатов.

#### Учет неопределенностей в расчетах на прочность корпуса реактора

Основными исходными данными для проведения расчетов на прочность являются:

- геометрические характеристики конструкции;
- механические характеристики материала: пределы текучести и прочности, относительное сужение, коэффициент термического расширения, модуль Юнга, коэффициент Пуассона.
- приложенные нагрузки: давление гидроиспытаний, сейсмические спектры отклика.

Существуют разные методы АН. В настоящем случае использован метод, аналогичный методу, описанному в [3], основанный на формуле Вилкса для нахождения границ толерантного интервала результирующих параметров. Формула имеет вид:

$$1 - \frac{\alpha^N}{100} - N \left( 1 - \frac{\alpha^N}{100} \right) \frac{\alpha^{N-1}}{100} \geq \frac{\beta}{100},$$

где  $\alpha$  — вероятность, определяющая толерантный интервал, в котором будут лежать полученные данные;  $1 - \beta$  — вероятность ошибки в полученной оценке толерантного интервала.

Таким образом, для получения 95%-го толерантного интервала для результирующей величины, например, максимальных напряжений, с 95%-й уверенностью, необходимо выполнить 93 расчета. В текущих расчетах генерировалось 100 вариантов, чтобы с запасом учесть возможные нестабильности.

Рассмотрен корпус реактора ВВЭР-1000. Генерация вариантов в рамках АН выполнена методом Монте-Карло с использованием программы в среде Mathcad [2]. Вероятностное распределение для рассматриваемых параметров — нормальное, поскольку оно наиболее часто встречается на практике в технических системах. Кроме того, суть метода не меняется и не зависит от вида распределения. Пределы текучести, прочности, а также относительное сужение — увеличены в соответствии с данными [7], так как в нормативной документации приведены гарантированные характеристики, а в реальности они выше. При расчете использован материал корпуса ВВЭР-1000: сталь 15Х2НМФА. Сварные швы равнопрочны металлу корпуса. Границы интервалов изменения свойств приведены в табл. 1.

В качестве расчетных нагрузок задано давление гидроиспытаний, принятое по [8] и равное 24,525 МПа. Температура гидроиспытаний взята по [8] для нового корпуса, не бывшего в эксплуатации. Установлена сейсмическая нагрузка в виде спектра отклика по [9]. Учтены только проектные нагрузки, при этом анализи-

Таблица 1

#### Границы интервалов изменения свойств

Свойство	Значение по ТУ с изменением № 2-2011	Нижняя граница, % от столбца 2/значение	Верхняя граница, % от столбца 2/значение	Среднее значение
1	2	3	4	5
Предел текучести, МПа	490	0,9/441	1,4/686	563,5
Предел прочности, МПа	610	0,9/549	1,4/854	701,5
Относительное сужение, %	55	0,9/50	1,3/72	61
Модуль упругости, ГПа	205	0,9/184,5	1,1/225,5	205
Коэффициент Пуассона	0,3	0,95/0,285	1,05/0,315	0,3
Температура ГИ, С	50	0,95/47,5	1,05/52,5	50
Коэффициент термического расширения, 1/С	1,2Е-5	0,9/1,08Е-5	1,1/1,32Е-5	1,2Е-5

ровались заводские гидроиспытания, т. е. корпус полагался без внутрикорпусных устройств (ВКУ) и петель, полностью заполненным водой. Сейсмическая нагрузка — кратковременная, не вызывающая вибрационных воздействий и условий резонанса, различные тепло-гидравлические эффекты (кипение и пульсации давления) отсутствуют. Эффекты, связанные со свойствами реактора, как резонатора Гельмгольца [13], полагали малыми, в связи с кратковременностью режимов нагружения, отсутствием пульсаций давления и вибрационных нагрузок. Для проверки влияния этого эффекта проведен расчет по методике, изложенной в [13], получены следующие значения частот: 111,6; 78,9; 78,9 Гц. Совпадение второй и третьей частоты вызвано тем, что акустические параметры теплоносителя для конфигураций из 4-х холодных и 4-х горячих петель идентичны. Петли учитывались только на длину вылета патрубков реактора. Таким образом, получили частоты, отличные от собственных частот корпуса, следовательно, совпадения частот нет, и влияние данного эффекта мало.

Для расчета собственных частот корпуса реактора взят метод конечных элементов, реализованный в среде ANSYS Mechanical, уравнения метода даны в [10]. Для расчета сейсмических напряжений использован линейно-спектральный метод (ЛСМ) с учетом ускорения нулевого периода (ZPA), в соответствии с [9].

С целью схематизации диаграммы растяжения использована диаграмма билинейного кинематического упрочнения. Данную схематизацию наиболее часто берут для легированных сталей.

Рассчитаем тангенс угла наклона кривой билинейного кинематического упрочнения:

$$\operatorname{tg} \alpha = \frac{R_m - R_{p0,2}}{\varepsilon_m - \varepsilon_{0,2}},$$

где  $R_m$ ,  $R_{p0,2}$  — пределы прочности и текучести, МПа;  $\varepsilon_m$  — характеристика пластичности, характеризующая значением равномерного относительного сужения  $Z_m$ ;  $\varepsilon_{0,2}$  — упругая относительная деформация (при напряжении, равном пределу текучести).

Характеристики  $\varepsilon_m$ ,  $\varepsilon_{0,2}$ ,  $Z_m$  вычислим в соответствии со следующими формулами:

$$\varepsilon_m = 1,15 \log \left( \frac{100}{100 - Z_m} \right);$$

$$\varepsilon_{0,2} = R_{p0,2} / E;$$

$$Z_m = Z_T \frac{1 - (R_{p0,2} / R_m)}{1 + 1,4 \cdot 10^{-2} Z_T - (R_{p0,2} / R_m)},$$

где  $E$  — модуль упругости, ГПа;  $Z_m$  — равномерное сужение поперечного сечения (сужение при напряжении, равном пределу прочности), %.

Перед проведением расчетов построена конечно-элементная модель. Для разбиения использована неструктурированная сетка, исследование ее влияния на результаты проводили на основе варьирования размера элементов (табл. 2). Уменьшение размера элемента сетки ведет к экспоненциальному росту количества элементов и используемой памяти компьютера, а также времени расчета. Вследствие этого можно достигнуть границ аппаратных ресурсов и чрезмерного роста времени расчета.

Из данных табл. 2 следует, что определенная стабилизация результатов расчетов по отношению к показателю максимальных напряжений  $\sigma_{\max}$  наступает для элементов размера 200...100 мм. Дальнейшее уточнение до 50 мм существенно увеличивает ресурсозатратность. В то же время размер в 100 мм демонстрирует консервативные данные по  $\sigma_{\max}$  по сравнению с 50 мм. Таким образом, выбран размер элемента сетки в 100 мм.

В каждом расчетном варианте сначала проводили расчет напряженно-деформированного состояния от гидроиспытаний, затем — вычисления собственных частот и сейсмических напряжений, на основе полученных частот.

На рисунке 1 приведена расчетная модель для определения напряжений от гидроиспытаний и сейсмических нагрузок. Красным цветом выделены области приложения нагрузок, а желтым — области приложения закреплений. При расчетах на гидроиспытание крышку корпуса не строили в связи со сложностью приложения давления, а ее влияние моделировали соответствующей силой. Условия симметрии задавали граничными условиями. Закрепление моделировали

Таблица 2

#### Влияние размера элементов неструктурированной сетки на результаты расчетов

Размер типичного элемента, мм	Количество элементарных объемов	Максимальное напряжение $\sigma_{\max}$ , МПа	Время, затраченное на расчет	Используемая память компьютера
50	2011317	518,79	1 ч 8 мин	15,68 ГБ
100	302046	529,87	8 мин 52 с	2,45 ГБ
200	67789	526,53	1 мин 33 с	574 МБ
400	33439	547,52	39 с	303 МБ
600	29146	543,42	33 с	328 МБ



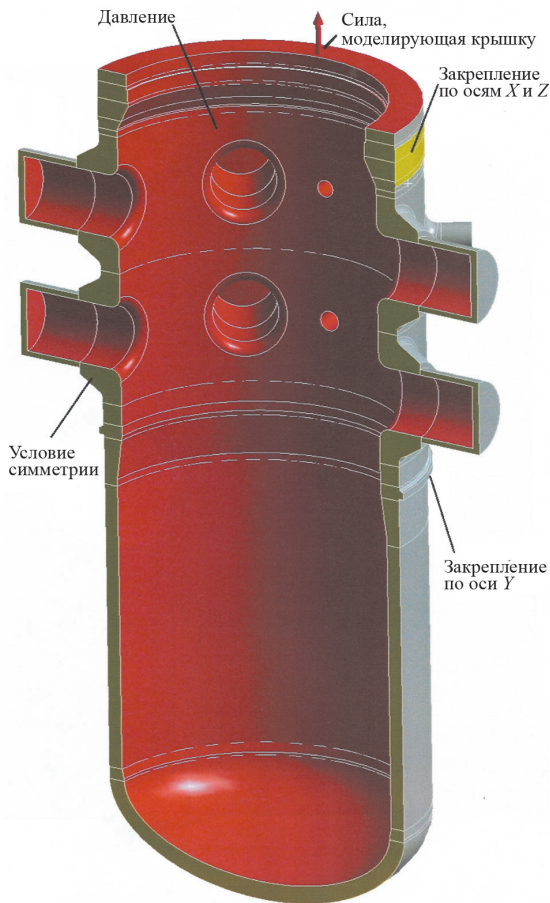


Рис. 1. Расчетная модель

командой «Remote Displacement», запрещающей перемещения в определенных направлениях, но при этом оставляющей возможность деформирования для модели. По поверхности обечайки корпуса запрещены перемещения в горизонтальном направлении, а по поверхности опорного бурта — вертикальные перемещения. Крышки на патрубках строили для учета влияния растягивающего усилия.

Сначала делали референтный расчет, на основе данных приведенных в [9], результаты показаны на рис. 2 — 4 и в табл. 3. Затем проводили АН.

В рамках АН принят следующий порядок расчетов для каждого из 100-а вариантов: напряженно-деформированного состояния от гидроиспытаний, оценки собственных частот и, на этой основе, вычисления сейсмических напряжений.

На рисунке 2 изображено напряженное состояние от давления гидроиспытаний для референтного варианта. Цвета, в соответствии со шкалой, показывают распределение напряжений.

На рисунке 3 дано распределение пластических деформаций для референтного варианта. В зоне галтели нижних патрубков наблюдается небольшая зона пластической деформации в виде эллипса с осями 230 и 130 мм. В рамках АН изменение этой зоны невелико,

и на прочность она не оказывает существенного влияния в связи с тем, что наибольшую опасность представляют напряжения, вызывающие хрупкое разрушение толстостенных конструкций типа корпуса реактора. Именно они служат для оценки прочности.

Для референтного варианта получены формы колебаний корпуса, соответствующие собственным частотам: 37,9; 40,2; 90,8; 94,8; 101,3 Гц. На рисунке 4 приведено напряженное состояние от сейсмических нагрузок для референтного варианта. Цвета, в соответствии со шкалой, демонстрируют распределение напряжений. Влияние на зону галтели патрубков невелико, в связи с небольшой величиной напряжений в зоне галтели патрубков, основное влияние сейсмическая нагрузка оказывает на опорный бурт.

Для анализа результатов АН полезны гистограммы распределений по рассчитанным параметрам, поскольку они позволяют качественно оценить вероятностные характеристики полученных выборок. Некоторые ха-

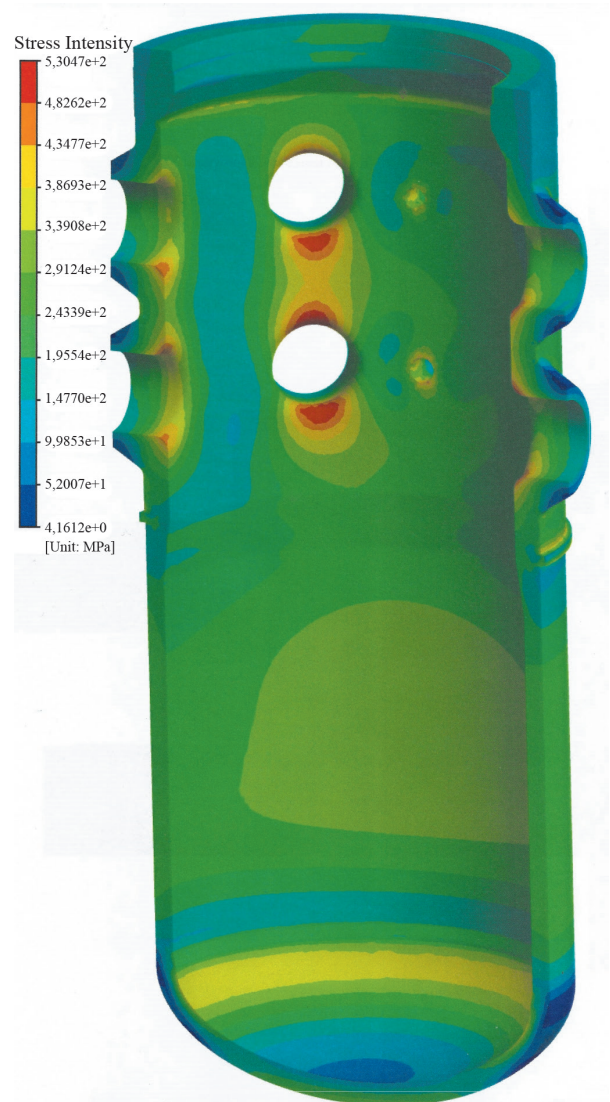


Рис. 2. Напряженное состояние при гидроиспытании, МПа

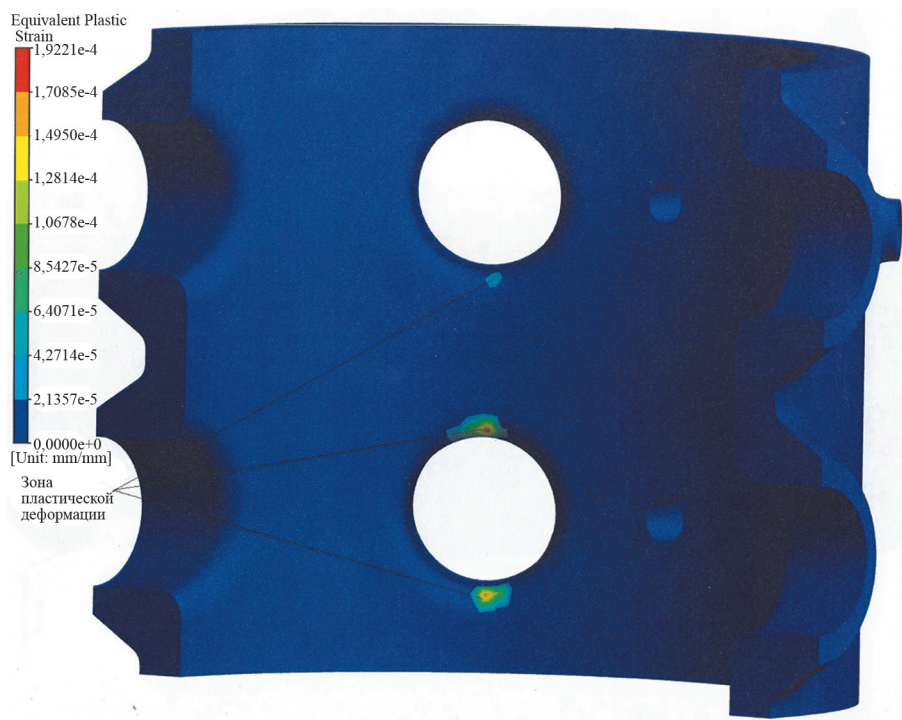


Рис. 3. Распределение пластических деформаций, мм/мм

ракетные типы распределения величин, полученных в рамках АН, показаны на рис. 5, 6.

Анализ гистограмм позволил заключить, что у ряда величин отмечается распределение, схожее с нормальным. В то же время для некоторых имеется сильное отличие от нормального (рис. 7) или с тенденцией на двухмодальность. Для ряда величин экстремальные значения имеют характер выбросов как на рис. 7.

В таблице 3 даны средние значения среднеквадратичного отклонения (СКО) и коэффициента вариации (КВ), полученные в рамках АН.

Величина КВ оценивается как отношение СКО к среднему и в статистике используется для оценки вариативности выборок с различными системами измерения. Из анализа данных табл. 3 видно, что средние значения по толерантному интервалу для ряда параметров ( $\sigma_{\max}$ ,  $\epsilon_{\text{пл. max}}$ ,  $\epsilon_{\max}$ ) превышают референтные (стандартные) данные. В то же время для ряда средних по расчетному домену характеристик ( $\sigma_{\text{ср.}}$ ,  $\sigma_{\text{ср. эк}}$ ) средние и референтные значения лежат достаточно близко. Для ряда величин полученные границы толерантных интервалов ( $\sigma_{\max}$ ) существенно отличаются от референтных. По КВ большая вариация данных в выборке присутствует для  $\epsilon_{\text{пл. max}}$  и  $\epsilon_{\text{пл. ср.}}$ , существенная вариативность данных зафиксирована для  $\sigma_{\max}$ . По полученным в АН относительным максимальным отклонениям от референтных значений можно выделить наиболее существенные:  $\epsilon_{\text{пл. max}}$ ,  $\epsilon_{\text{пл. ср.}}$  и  $\sigma_{\max}$ .

Таким образом, анализ результирующих данных позволяет сделать следующие выводы:

- наряду с распределением, близким по внешнему виду к нормальному, присутствуют сильно от него отличающиеся;
- найденные экстремальные значения могут иметь характер выбросов с низкой вероятностью реализации;
- ряд результирующих параметров обладают сильной вариативностью в АН;
- высокая вариативность совпадает с существенным относительным максимальным отклонением от референтных значений.

#### Анализ чувствительности

После проведения АН выполнен анализ чувствительности. Вычислены три коэффициента корреляции:

- Пирсона — показывает линейную взаимосвязь;
- Кендалла — демонстрирует нелинейную зависимость, более эффективен при малых выборках и выбросах в данных;
- Спирмена — показывает нелинейную зависимость.

Данные корреляционные коэффициенты по-разному оценивают статистическую взаимосвязь между величинами и, поэтому, интересно провести их сравнение. Пример распределения трех коэффициентов корреляции по параметрам неопределенности для максимальной деформации при сейсмическом нагружении приведен на рис. 7. Видно, что наибольшее влияние дает модуль Юнга. Также существенное воздействие оказывает коэффициент Пуассона. Все корреляционные коэффициенты демонстрируют достаточно близкие ре-



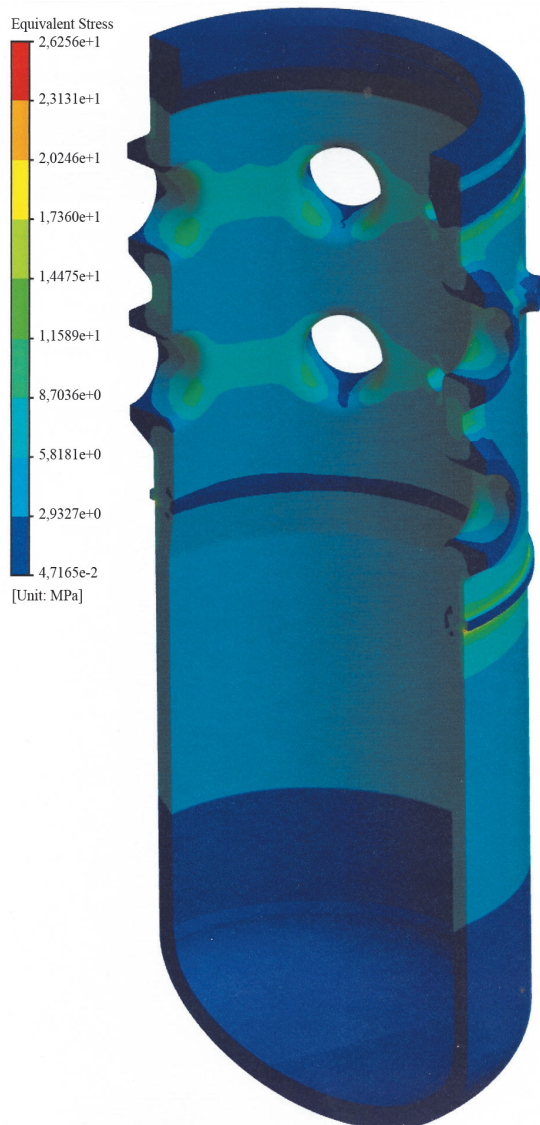


Рис. 4 Напряженное состояние при сейсмической нагрузке, МПа

зультаты. В то же время, для других результирующих параметров табл. 3 коэффициент корреляции Пирсона показал более отличные от других значения. Выявлено, что наиболее сильно влияют: коэффициент Пуассона, модуль Юнга и предел текучести, а также в расчетах на сейсмические воздействия, по коэффициенту Пирсона, предел прочности.

### Заключение

Методы АН и АЧ применены к расчетам напряженно-деформированного состояния с использованием конечно-элементного расчетного кода ANSYS Mechanical корпуса реактора типа ВВЭР-1000. Выделены параметры, чья неопределенность может оказать влияние на результаты, определены их характеристики. Проанализирован наихудший сценарий сочетания нагрузки от гидроиспытаний и сейсмических колебаний. Показано, что границы полученного 95%-го толерантного интервала значительно отличаются по ряду параметров от расчетов на основе стандартных значений параметров, что говорит о необходимости учета неопределенности исходных параметров. АЧ, в свою очередь, позволил установить параметры, неточность информации по которым оказывает наибольшее влияние на ширину толерантного интервала, и их уточнение позволяет его сузить.

Сложный характер распределения величин, полученных в рамках АН, их разная вариативность и значимая разница по сравнению с референтными данными показывает, что следует учитывать результаты АН в расчете прочности корпуса реактора при обосновании безопасности АЭС.

Представленный подход актуален для расчетов на сопротивление хрупкому разрушению при больших сроках эксплуатации корпуса реактора, в связи с накоплением дефектов в металле и изменением свойств

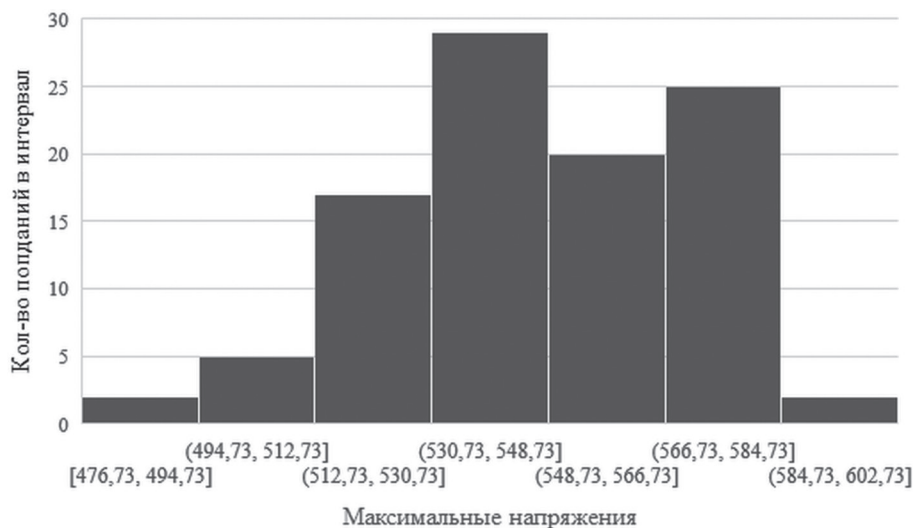


Рис. 5. Гистограмма распределения максимальных напряжений

Таблица 3

Средние значения СКО и КВ, полученные в рамках АН

Параметр	Среднее значение по АН	Референтное значение	Наихудший вариант	Наилучший вариант	Максимальное относительное отклонение АН от референсного значения, %	СКО	КВ, %
Максимальное напряжение $\sigma_{\max}$ , МПа	547,04	530,47	589,1	476,7	13,6	23,728	4,3
Среднее напряжение $\sigma_{\text{ср}}$ , МПа	200,27	200,29	200,31	200,3	0,015	0,0167	0,0084
Максимальная пластичная деформация $\varepsilon_{\text{пл.макс}}$ , мм/мм	2,04E-04	1,92E-04	6,4E-04	1,4E-05	264	0,00014	67,2
Средняя пластическая деформация $\varepsilon_{\text{пл.ср}}$ , мм/мм	2,27E-8	1,55E-8	2,1E-07	1,0E-09	1251	3,42E-8	150,3
Первая собственная частота, Гц	37,7	37,9	37,3	38,0	2,07	0,409	1,08
Вторая собственная частота, Гц	40,0	40,2	39,5	40,3	2,07	0,435	1,09
Третья собственная частота, Гц	90,6	90,9	89,4	91,2	2,08	0,976	1,08
Четвертая собственная частота, Гц	94,4	94,8	93,2	95,1	2,04	1,021	1,08
Пятая собственная частота, Гц	101,8	101,3	100,4	102,5	2,9	1,090	1,07
Максимальная деформация $\varepsilon_{\max}$ , мм	0,5392	0,5340	0,5528	0,5313	9,1	0,012	2,18
Средняя деформация $\varepsilon_{\text{ср}}$ , мм	0,2043	0,2023	0,2095	0,2013	7,3	0,004	2,17
Экв. напр. по Мизесу макс. $\sigma_{\text{макс}}$ , МПа	29,5	29,5	32,082	29,5	0,7	0,083	0,28
Эквивал. напр. сред $\sigma_{\text{ср.эк}}$ , МПа	2,9375	2,9375	3,1678	2,9375	0,05	0,0005	0,018

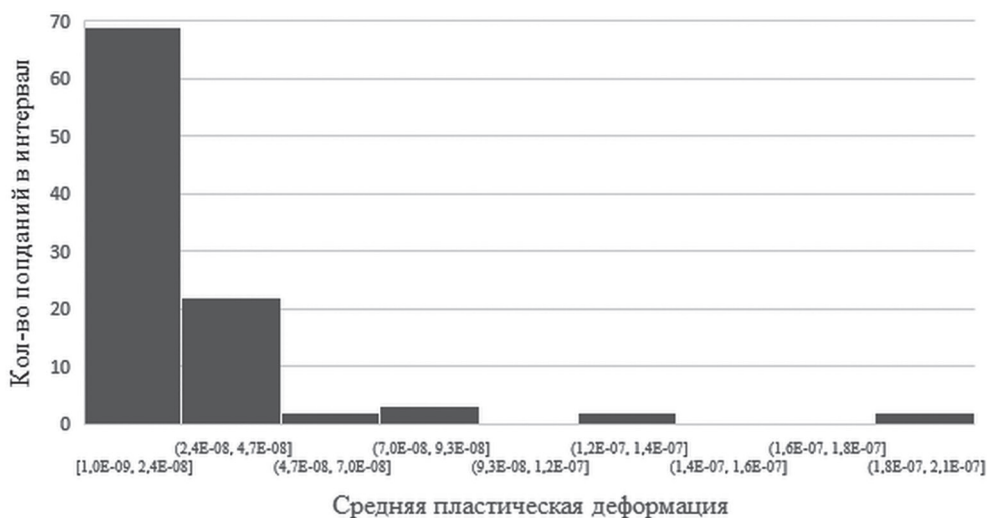


Рис. 6. Гистограмма распределения средней пластической деформации

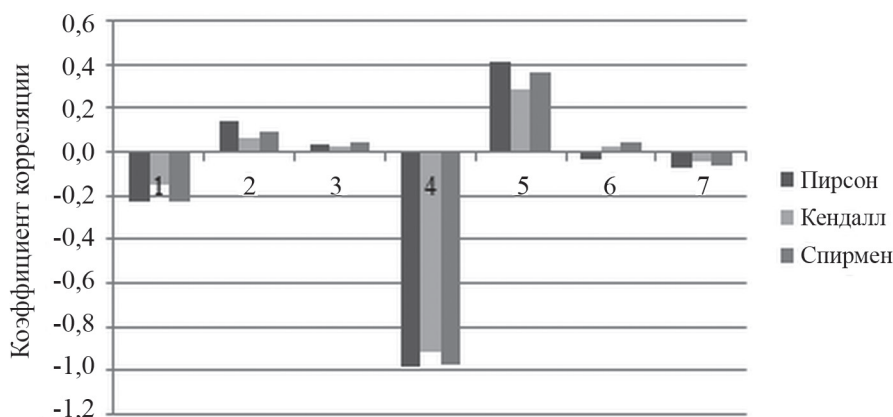


Рис. 7. Корреляционные коэффициенты Пирсона, Спирмена и Кендалла для параметров табл. 1 относительно максимальной деформации при сейсмическом нагружении

материала корпуса при длительном влиянии флюенса нейтронов и высокой температуры [11, 12]. Также он имеет значение для расчетов на циклическую прочность и будет изучаться в дальнейшем.

### Литература

1. Чигарев А.В., Кравчук А.С., Смалюк А.Ф. ANSYS для инженеров. М.: Машиностроение-1, 2004.
2. Mathcad 15.0 [Официальный сайт] <https://www.mathcad.com/> (дата обращения 04.06.2023).
3. Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д., Мансури М. Оценка влияния неопределённых факторов при анализе аварийных процессов на АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. 2006. № 9. С. 16—21.
4. Мансури М. Анализ неопределенностей параметров при моделировании динамических процессов в контурах АЭС с ВВЭР: автореф. дис. ... канд. техн. наук. М.: НИУ «МЭИ», 2005.
5. Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д. Использование современных интегральных кодов для управления безопасностью АЭС // Вестник МЭИ. 2001. № 5. С. 31—37.
6. Seunghyun Eem, In-Kil Choi, Sang Lyul Cha, Shinyoung Kwag. Seismic Response Correlation Coefficient for the Structures, Systems and Components of the Korean Nuclear Power Plant for Seismic Probabilistic Safety Assessment // Annals Nuclear Energy. 2021. V. 150(3). P. 107759.
7. Марков С.И. Сталь марок 15X2НМФА, 15X2НМФА-А и 15X2НМФА класс 1 для корпуса реактора проекта ВВЭР-ТОИ // Тяжелое машиностроение. 2013. № 3. С. 2—5.
8. Хмельницкая АЭС. База данных по ЯППУ, 43-923.203.007.БД.02, ред. 1.
9. ПНАЭ Г-7-002—86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.
10. ANSYS Mechanical Theory Guide. Release 14.0. Canonsburg: ANSYS Inc., 2014.
11. ГОСТ 59115.14—21. Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпуса водо-водяного энергетического реактора.
12. Семишкин В.П., Богачев А.В., Меркун А.В. Механизмы старения компонентов системы теплоносителя реактора РУ с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: Материалы Междунар. науч.-техн. конф. Подольск: АО ОКБ «Гидропресс», 2017. С. 1—11.
13. Proskuryakov K.N. Scientific Basis for Modeling and Calculation of Acoustic Vibrations in the Nuclear Power Plant Coolant // J. Phys. Conf. Series. 2017. V. 891(1). P. 012182.

Отметим возможность применения данной методики для сравнения различных расчетных кодов, что особенно актуально с учетом разработки импортонезависимого расчетного кода «Логос».

### References

1. Chigarev A.V., Kravchuk A.S., Smalyuk A.F. ANSYS dlya Inzhenerov. M.: Mashinostroenie-1, 2004. (in Russian).
2. Mathcad 15.0 [Ofits. Sayt] <https://www.mathcad.com/> (Data Obrashcheniya 04.06.2023).
3. Vorob'ev Yu.B., Kuznetsov V.D., Mansuri M. Otsenka Vliyaniya Neopredelennykh Faktorov pri Analize Avariynykh Protssessov na AES s VVER-1000. Teploenergetika. 2006;9:16—21. (in Russian).
4. Mansuri M. Analiz Neopredelennostey Parametrov pri Modelirovanii Dinamicheskikh Protssessov v Konturakh AES s VVER: Avtoref. Dis. ... Kand. Tekhn. Nauk. M.: NIU «MEI», 2005. (in Russian).
5. Vorob'ev Yu.B., Kuznetsov V.D. Ispol'zovanie Sovremennykh Integral'nykh Kodov dlya Upravleniya Bezopasnost'yu AES. Vestnik MEI. 2001;5:31—37. (in Russian).
6. Seunghyun Eem, In-Kil Choi, Sang Lyul Cha, Shinyoung Kwag. Seismic Response Correlation Coefficient for the Structures, Systems and Components of the Korean Nuclear Power Plant for Seismic Probabilistic Safety Assessment. Annals Nuclear Energy. 2021;150(3): 107759.
7. Markov S.I. Stal' Marok 15KH2NMFA, 15KH2NMFA-A i 15KH2NMFA Klass 1 dlya Korpusa Reaktora Proekta VVER—TOI. Tyazheloe Mashinostroenie. 2013;3:2—5. (in Russian).
8. Khmel'nitskaya AES. Baza Dannykh po YAPPU, 43-923.203.007.BD.02, Red. 1. (in Russian).
9. PNAE G-7-002—86. Normy Rascheta na Prochnost' Oborudovaniya i Truboprovodov Atomnykh Energeticheskikh Ustanovok. (in Russian).
10. ANSYS Mechanical Theory Guide. Release 14.0. Canonsburg: ANSYS Inc., 2014.
11. GOST 59115.14—21. Obosnovanie Prochnosti Oborudovaniya i Truboprovodov Atomnykh Energeticheskikh Ustanovok. Raschet na Soprotivlenie Khrupkomu Razrusheniyu Korpusa Vodo-vodyanogo Energeticheskogo Reaktora. (in Russian).
12. Semishkin V.P., Bogachev A.V., Merkun A.V. Mekhanizmy Stareniya Komponentov Sistemy Teplonositelya Reaktora RU s VVER-1000 i VVER-1200. Obespechenie Bezopasnosti AES s VVER: Materialy Mezhdunar. Nauch.-tekhn. Konf. Podol'sk: AO OKB «Gidropress», 2017:1—11. (in Russian).
13. Proskuryakov K.N. Scientific Basis for Modeling and Calculation of Acoustic Vibrations in the Nuclear Power Plant Coolant. J. Phys. Conf. Series. 2017;891(1): 012182.



**Сведения об авторах:**

**Никитченко Иван Алексеевич** — аспирант кафедры атомных электрических станций НИУ «МЭИ», инженер-конструктор 3-й категории, АО «ЗиО-Подольск», e-mail: NikitchenkoIA@mpei.ru

**Воробьев Юрий Борисович** — кандидат технических наук, доцент кафедры атомных электрических станций НИУ «МЭИ», ведущий научный сотрудник НИЦ «Курчатовский институт», e-mail: VorobyevYB@mpei.ru

**Аванов Алексей Вадимович** — аспирант кафедры атомных электрических станций НИУ «МЭИ», инженер-конструктор 3-й категории, АО «ЗиО-Подольск», e-mail: AvanovAV@mpei.ru

**Information about authors:**

**Nikitchenko Ivan A.** — Ph.D.-student of Nuclear Power Plants Dept., NRU MPEI, Design Engineer of the 3<sup>rd</sup> Category of JSC «ZiO-Podolsk», e-mail: NikitchenkoIA@mpei.ru

**Vorobyev Yuriy B.** — Ph.D. (Techn.), Assistant Professor of Nuclear Power Plants Dept., NRU MPEI, Leading Researcher of NRC «Kurchatov Institute», e-mail: VorobyevYB@mpei.ru

**Avanov Aleksey V.** — Ph.D.-student of Nuclear Power Plants Dept., NRU MPEI, Design Engineer of the 3<sup>rd</sup> Category of JSC «ZiO-Podolsk», e-mail: AvanovAV@mpei.ru

**Конфликт интересов:** авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов

**Conflict of interests:** the authors declare no conflict of interest

**Статья поступила в редакцию:** 22.12.2022

**The article received to the editor:** 22.12.2022

**Статья принята к публикации:** 06.06.2023

**The article has been accepted for publication:** 06.06.2023