

УЧЕТ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ВХОДНЫХ ДАННЫХ ПРИ АНАЛИЗЕ ПРОЧНОСТИ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР

Никитченко И.А. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия, АО «ЗиО-Подольск», Подольск, Россия), Воробьев Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия, НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия), Аванов А.В. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия, АО «ЗиО-Подольск», Подольск, Россия)

Введение

В настоящее время для расчетов на прочность различного оборудования, в том числе оборудования атомной энергетики широко используются 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 зависимости, что приводит к погрешностям расчетов. Кроме того, используемые в расчетных моделях данные, также могут быть неточны, по следующим причинам:

1. Ошибки измерения, вызванные срабатыванием различных систем;
2. Технологическими допусками изготовления оборудования;
3. Изменением характеристик оборудования в течении эксплуатации;

Данные неточности рассматриваются как неопределенности используемых параметров. Особенно широко это используется в теплогидравлических кодах [3, 4, 5]. В кодах, используемых для расчетов на прочность, также существуют 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, представленной в [6]. По результатам АН можно определить чувствительность результатов расчетов, к неопределенностям исходных данных и выявить наиболее значимые факторы, что позволит провести их уточнение и снизить неточность результатов.

1. Учет неопределенностей в расчетах на прочность корпуса реактора

Основными исходными данными для проведения расчетов на прочность являются:

- 1) Геометрические характеристики конструкции.
- 2) Механические характеристики материала.
- 3) Приложенные нагрузки: давление гидроиспытаний, сейсмические спектры отклика.

Существуют разные методы АН. В данном случае использовался метод аналогичный методу, используемому в [3], основанный на формуле Вилкса, для нахождения границ толерантного интервала результирующих параметров. Эта формула имеет вид:

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

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

Рассматривался корпус реактора ВВЭР-1000. Генерация вариантов в рамках АН проводилась методом Монте-Карло с использованием программы в среде Mathcad [2]. Вероятностное распределение для рассматриваемых параметров полагалось нормальное, т.к. 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 были увеличены, в соответствии с данными статьи [7], т.к. в нормативной документации приведены гарантированные характеристики, а в реальности они выше. При расчете использовался материал корпуса ВВЭР-1000, сталь 15Х2НМФА. Сварные швы полагались равнопрочными металлу корпуса. Границы интервалов изменения свойств приведены в таблице 1.

Таблица 1

№	Свойство	Значение по ТУ с изм. №2-2011	Нижняя граница % от столбца 2/ значение	Верхняя граница % от столбца 2/ значение	Среднее значение
	1	2	3	4	5
1	Предел текучести, МПа	490	0.9/441	1.4/686	563.5
2	Предел прочности, МПа	610	0.9/549	1.4/854	701.5
3	Относительное сужение, %	55	0.9/50	1.3/72	61
4	Модуль упругости, ГПа	205	0.9/184.5	1.1/225.5	205
5	Коэффициент Пуассона	0.3	0.95/0.285	1.05/0.315	0.3
6	Температура ГИ, С	50	0.95/47.5	1.05/52.5	50
7	Коэфф. термич. расшир., 1/С	1.2E-5	0.9/1.08E-5	1.1/1.32E-5	1.2E-5

В качестве расчетных нагрузок задавалась давление гидроиспытаний, принятое по [8] равное 24.525 МПа. Температура гидроиспытаний принималась по [8] для нового корпуса, не бывшего в эксплуатации, также задавалась сейсмическая нагрузка в виде спектра отклика по [9]. Учитывались только проектные нагрузки, при этом рассматривались заводские гидроиспытания, т.е. корпус полагался без внутрикорпусных устройств и петель, полностью заполненным водой. Сейсмическая нагрузка полагалась кратковременной, не вызывающие вибрационных воздействий и условий резонанса, различные теплогидравлические эффекты, такие как кипение и пульсации давления, также отсутствуют. Эффекты, связанные со свойствами реактора, как резонатора Гельмгольца [13] полагались малыми, в связи с кратковременностью режимов нагружения, отсутствием пульсаций давления и вибрационных нагрузок.

Для расчета сейсмических напряжений использовался линейно-спектральный метод (ЛСМ) с учетом ускорения нулевого периода (ZPA), в соответствии с [9]. Для схематизации диаграммы растяжения использовалась диаграмма билинейного кинематического упрочнения.

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

На рисунке 1 приведена расчетная модель для определения напряжений от гидроиспытаний и сейсмических нагрузок. При расчетах на гидроиспытание крышка корпуса не строилась в связи со сложностью приложения давления, а ее влияние моделировалась соответствующей силой. Условия симметрии моделировались граничными условиями. Закрепление моделировалось командой «Remote displacement», позволяющая запретить перемещения в определенных направлениях, но при этом оставить возможность деформирования для модели. По поверхности обечайки корпуса запрещались перемещения в горизонтальном направлении, а по поверхности опорного бурта запрещались вертикальные перемещения. Крышки на патрубках строились для учета влияния растягивающего усилия.

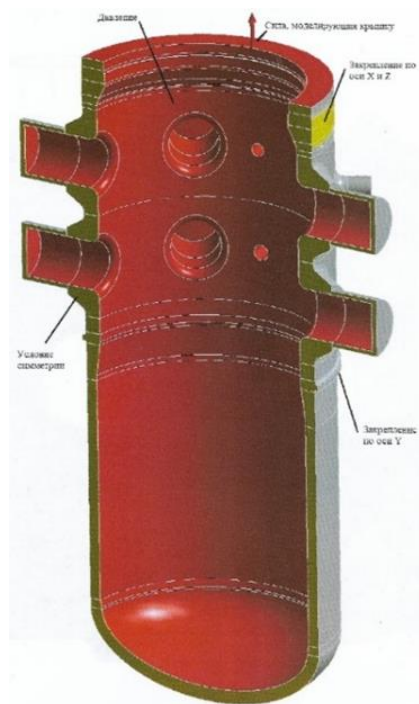


Рис. 1 Расчетная модель

Сначала выполнялся референтный расчет, на основе данных приведенных в литературе [9], результаты приведены на рисунках 2–3 и в таблице 3. Затем проводился анализ неопределенности (АН).

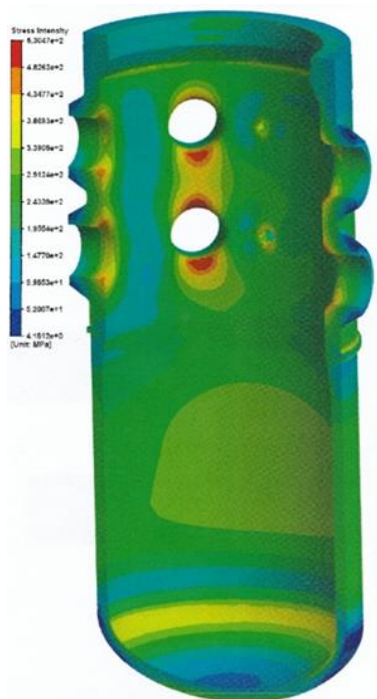


Рис. 2. Напряженное состояние при гидроиспытании, МПа

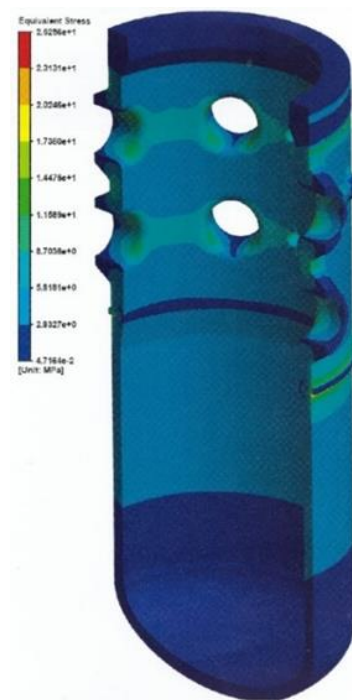


Рис. 3 Напряженное состояние при сейсмической нагрузке, МПа

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

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

Далее, для референтного варианта были 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. Влияние на зону галтели патрубков невелико, в связи с небольшой величиной напряжений в зоне галтели патрубков, основное влияние сейсмическая нагрузка оказывает на опорный борт.

Для анализа результатов АН полезно использовать гистограммы распределений по рассчитанным параметрам т.к. они позволяют качественно оценить вероятностные характеристики полученных выборок. Некоторые характерные типы распределения величин, полученных в рамках АН приведены на рисунках 5–6.

Анализ гистограмм позволил заключить, что ряд величин имеют распределение схожее с нормальным. В тоже время для некоторых имеется сильное отличие от нормального рис. 5 или с тенденцией на двух модальность. Для ряда величин экстремальные значения имеют характер выбросов как на рисунке 6.

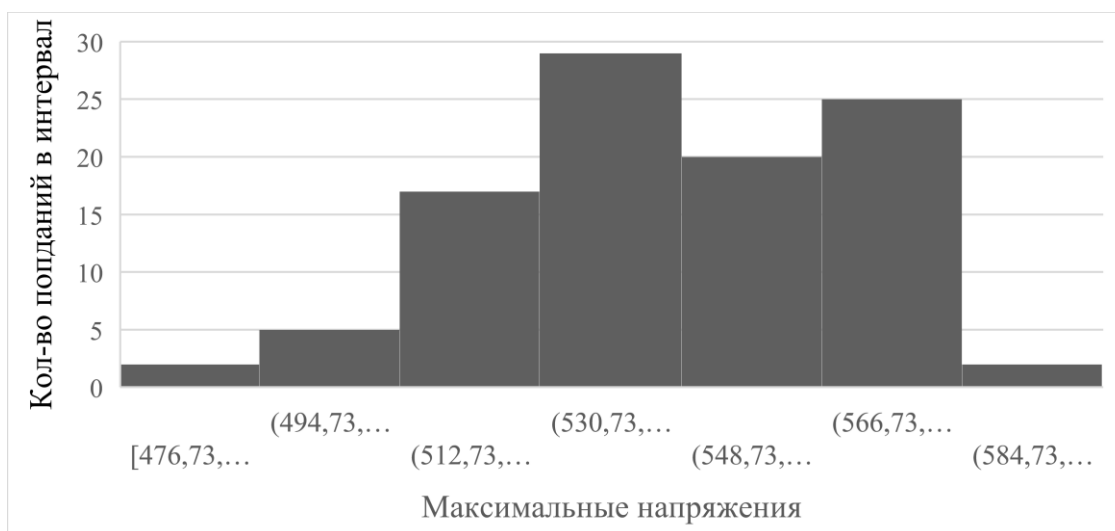


Рис. 4. Гистограмма распределения максимальных напряжений

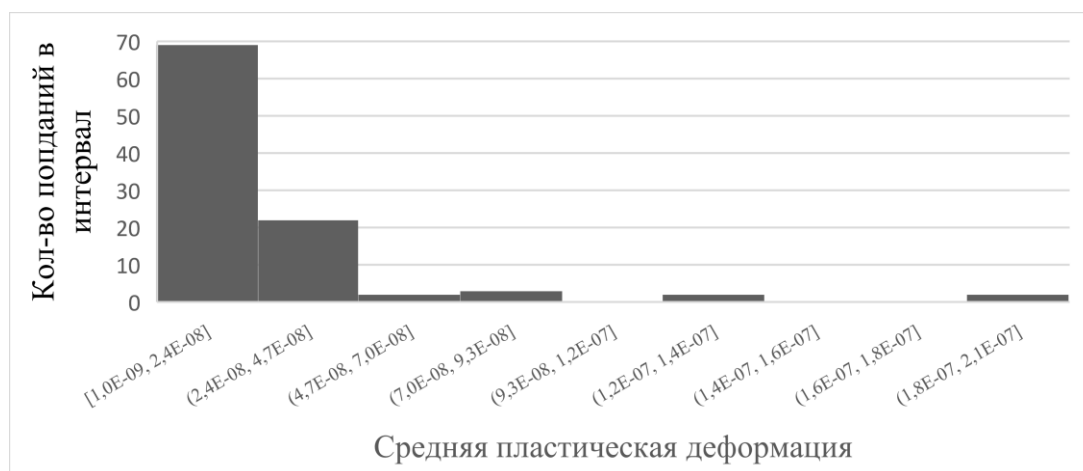


Рис. 5 Гистограмма распределения средней пластической деформации

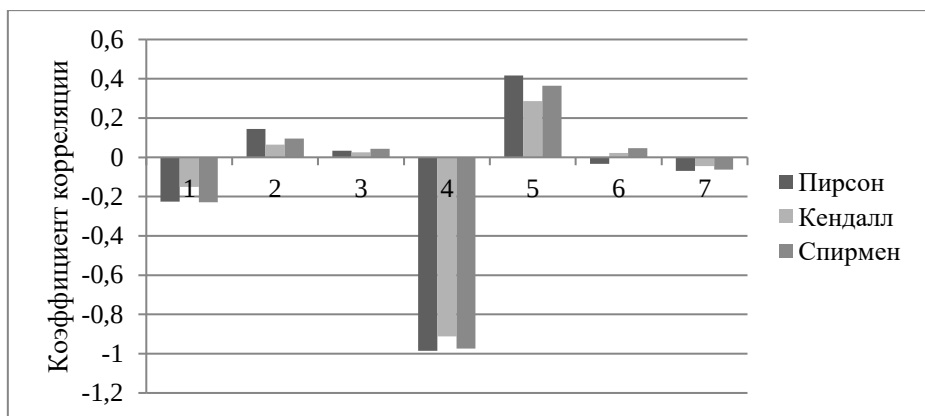


Рис. 6 Корреляционные коэффициенты Пирсона, Спирмена и Кендалла для параметров таблицы 1 относительно максимальной деформации при сейсмическом нагружении

В таблице 2 приводятся средние значения результатов, среднееквадратичное отклонение (СКО) и коэффициента вариации (КВ) полученные в рамках АН.

Таблица 2

Параметр	Ср.значе- ние по АН	Референт- ное значение	Наихуд- ший вариант	Наилучший вариант	Макс. относ. отклонение АН от рефер, %	СКО	КВ, %
Макс. напр, МПа, $\sigma_{\text{макс}}$	547.04	530.47	589.1	476.7	13.6	23.728	4.3
Сред. напряжения, МПа, $\sigma_{\text{ср}}$	200.27	200.29	200.31	200.3	0.015	0.0167	0.0084
Максим. пласт. деф., мм/мм, $\epsilon_{\text{пдмакс}}$	2.04E-04	1.92E-04	6.4E-04	1.4E-05	264	0.00014	67.2
Сред. пласт. деф., мм/мм $\epsilon_{\text{пдср}}$	2.27E-8	1.55E-8	2.1E-07	1.0E-09	1251	3.42E-8	150.3
Деф. макс, мм, $\epsilon_{\text{макс}}$	0.5392	0.5340	0.5528	0.5313	9.1	0.012	2.18
Деф. сред, мм, $\epsilon_{\text{ср}}$	0.2043	0.2023	0.2095	0.2013	7.3	0.004	2.17
Экв. напр. по Мизесу макс., МПа, $\sigma_{\text{макс.эк.}}$	29.5	29.5	32.082	29.5	0.7	0.083	0.28
Эквивал. напр. сред, МПа, $\sigma_{\text{ср.эк.}}$	2.9375	2.9375	3.1678	2.9375	0.05	0.0005	0.018

Величина КВ оценивается как отношение СКО к среднему и в статистике используется для оценки вариативности выборок с различными системами измерения. Из анализа данных таблицы 2 можно заключить следующее. Средние значения по толерантному интервалу для ряда параметров: $\sigma_{\text{макс}}$, $\epsilon_{\text{пдмакс}}$, $\epsilon_{\text{макс}}$ превышают референтные (стандартные) данные. В тоже время для ряда средних по расчетному домену характеристик, например, $\sigma_{\text{ср}}$, $\sigma_{\text{ср.эк.}}$ средние значения и референтные лежат достаточно близко. Также видно, что для ряда величин полученные границы толерантных интервалов, например, $\sigma_{\text{макс}}$ существенно отличаются от референтных. По КВ большая вариация данных в выборке присутствует для $\epsilon_{\text{пдмакс}}$ и $\epsilon_{\text{пдср}}$, существенная вариативность данных присутствует для $\sigma_{\text{макс}}$. По полученным в АН относительным максимальным отклонениям от референтных значений можно выделить как наиболее существенные $\epsilon_{\text{пдмакс}}$, $\epsilon_{\text{пдср}}$ и $\sigma_{\text{макс}}$.

Таким образом, анализ результирующих данных позволяет заключить следующее:

1. Наряду с распределением близким по внешнему виду к нормальному присутствуют сильно от него отличающиеся.
2. Найденные экстремальные значения могут иметь характер выбросов с низкой

вероятностью реализации.

3. Ряд результирующих параметров могут иметь сильную вариативность в АН.
4. Высокая вариативность совпадает с существенным относительным максимальным отклонением от референтных значений.

2. Анализ чувствительности

После проведения АН выполнялся анализ чувствительности. Вычислялись три коэффициента корреляции:

- 1) Пирсона - показывает линейную взаимосвязь
- 2) Кендалла - показывает нелинейную зависимость и более эффективен при малых выборках, выбросах в данных
- 3) Спирмена - показывает нелинейную зависимость

Данные корреляционные коэффициенты по-разному оценивают статистическую взаимосвязь между величинами и, поэтому, интересно провести их сравнение. Пример распределения коэффициентов корреляции (1-3) по параметрам неопределенности для максимальной деформации при сейсмическом нагружении приведен на рис. 7. Видно, что наибольшее влияние достигается от модуля Юнга. Также существенное воздействие оказывает коэффициент Пуассона. Корреляционные коэффициенты (1-3) показывают достаточно близкие результаты. В тоже время для других результирующих параметров табл.2 коэффициент корреляции Пирсона показал более отличные от других значения. В результате было 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

В работе были применены методы АН и АЧ к расчетам напряженно-деформированного состояния с использованием конечно-элементного расчетного кода ANSYS Mechanical корпуса реактора типа ВВЭР-1000. В исследовании выделены параметры, чья неопределенность может оказать влияние на результаты, определены их характеристики. В расчетах рассмотрен наихудший сценарий сочетания нагрузки от гидроиспытаний и сейсмических колебаний. Было показано, что границы полученного 95% 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 выделить параметры, неточность информации по которым оказывает наибольшее влияние на ширину толерантного интервала и их уточнение позволит его сузить.

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

Рассмотренный подход актуален для расчетов на сопротивление хрупкому разрушению 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 [11, 12]. Также это имеет значение для расчетов на циклическую прочность и будет изучаться дальнейшем. Рассмотренный метод АН может использоваться в рамках анализа тяжелых аварий на АЭС при моделировании разрушения корпуса реактора.

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

Список литературы

1. Чигарев А.В., Кравчук А.С., Смалюк А.Ф., «ANSYS для инженеров», М.: Машиностроение-1, 2004.
2. Mathcad 15.0, PTC Inc. [Официальный сайт <https://www.mathcad.com/>]
3. Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д., Мансури М., Оценка влияния неопределенных 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: дис. к.т.н., - М.: 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, № 150.
7. Марков С. И., «Сталь марок 15Х2НМФА, 15Х2НМФА-А и 15Х2НМФА класс 1 для корпуса реактора проекта ВВЭР-ТОИ», д.т.н., главный научный сотрудник ОАО НПО «ЦНИИТМАШ».
8. Хмельницкая АЭС, база данных по ЯППУ, 43-923.203.007.БД.02, ред. 1.
9. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86, - М.: Энергоатомиздат, Москва, 1989.
10. ANSYS Mechanical Theory Guide, Release 14.0, 2014, 491 p.
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», МНТК АО ОКБ «Гидропресс», 2017 г
13. Proskuryakov K.N. Scientific basis for modeling and calculation of acoustic vibrations in the nuclear power plant coolant // J. Phys. Conf. 2017. Series 891. P. 012182. <https://doi.org/10.1088/1742-6596/891/1/012182>