

АНАЛИЗ ПРОЧНОСТИ КОРПУСА ВОДО-ВОДЯНОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

В.Э. Меринова

torisee@mail.ru

SPIN-код: 4335-7940

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация

Аннотация

Цифровые двойники объектов позволяют не только прогнозировать поведение принципиально новых конструкций, но и более детально рассматривать уже имеющиеся. Они обеспечивают реализацию экспериментов, невозможных в натурных условиях, которые могут отрицательно сказываться на безопасности реакторной установки, либо быть неосуществимы из-за больших размеров измерительного оборудования (датчиков). Цель работы — построение цифровой модели корпуса водо-водяного реактора, которая позволит выполнить предварительный анализ прочности конструкции. Разработана цифровая модель корпуса водо-водяного реактора большой мощности. С помощью программы Ansys Mechanical APDL v. 17.2 проведено исследование на прочность, которое доказало возможность использования данной модели при проведении расчетов.

Ключевые слова

Цифровые двойники, ВВЭР-1200, Ansys Mechanical APDL, корпус, реактор, метод конечных элементов (МКЭ)

Поступила в редакцию 19.06.2020

© МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2020

Введение. С самого начала существования атомной энергетики водо-водяные энергетические реакторы с водой под давлением (ВВЭР) зарекомендовали себя как надежные, безопасные и экологически чистые источники энергии [1–3]. Они получили распространение не только в России, где на данный момент насчитывается более 20 действующих энергоблоков атомных электростанций (АЭС), но и в зарубежных странах (Чехия, Болгария, Финляндия, Венгрия и т. д.). После успешной эксплуатации реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 был внедрен проект «АЭС 2006» [4], в рамках которого появились реакторы с увеличенными показателями по мощности — ВВЭР-1200. Реакторы данного типа с 2016 г. успешно эксплуатируются на первом и втором энергоблоке Нововоронежской АЭС-2 (НВАЭС-2), а с 2018 г. — на Ленинградской АЭС-2 (ЛАЭС-2).

Несмотря на довольно большой опыт эксплуатации предыдущего поколения ВВЭР, для получения большей информации о поведении реактора во всех условиях нормальной эксплуатации и при проектных авариях имеет смысл создание цифрового двойника. В частности, для анализа поведения корпуса в течение эксплуатации возможно создание его расчетной модели и проведение на ней экспериментов для всех режимов. С этой целью разработана модель корпуса реактора с помощью программной среды ANSYS Mechanical APDL v 17.2 (но-

мер лицензии 339001) и проведен анализ ее прочности при воздействии механических нагрузок с последующей верификацией полученных результатов по методикам из нормативных документов.

Конструкция корпуса ВВЭР-1200. Корпус реактора [5, 6] представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем длиной 11 185 мм, внутренним диаметром 4 250 мм, толщиной стенки 197,5 мм и массой 330 т. Он состоит из шести основных частей: фланец корпуса, две обечайки зоны патрубков, опорная, центральная и нижняя обечайка, а также эллиптическое днище. Фланец корпуса имеет резьбовые отверстия под шпильки и две клиновидные канавки под установку уплотнения главного разъема. Две обечайки зоны патрубков, верхняя и нижняя, содержат восемь патрубков (их внутренний диаметр 850 мм) для подвода и отвода теплоносителя, четыре патрубка для системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) диаметром 315 мм и один патрубок диаметром 298 мм, предназначенный для контрольно-измерительных приборов. Опорная обечайка содержит специальное кольцо, на которое опирается вся конструкция реактора. Далее идут две цилиндрические обечайки, расположенные напротив активной зоны, и эллиптическое днище (рис. 1).

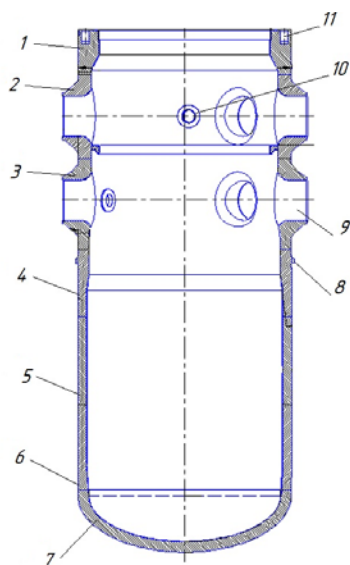


Рис. 1. Корпус реактора ВВЭР-1200:

1 — фланец корпуса; 2 — верхняя обечайка зоны патрубков; 3 — нижняя обечайка зоны патрубков; 4 — опорная обечайка; 5 — центральная обечайка; 6 — нижняя обечайка; 7 — эллиптическое днище; 8 — опорный борт; 9 — патрубки ДУ850 для подвода и отвода теплоносителя; 10 — патрубок САОЗ, 11 — отверстия под шпильки

Описание модели корпуса реактора с использованием среды ANSYS.

Трехмерная модель создавалась в программном комплексе КОМПАС-3D V16 (рис. 2) с последующей передачей через обменный формат x_t в среде ANSYS Mechanical APDL v 17.2.

Закрепление конструкции осуществлялось только по нижней части внешнего борта опорной обечайки путем запрещения перемещений по всем направлениям. На фланце учитывалось закрепление конструкции осуществлялось только по нижней части внешнего борта опорной обечайки путем запрещения перемещений по всем направлениям. На фланце учитывался действующий вес от блока защитных труб,

внутрикорпусной шахты, выгородки, активной зоны. На всю внутреннюю поверхность корпуса было приложено расчетное давление 17,4 МПа. С учетом симметрии расчет проводили только для 1/4 части корпуса (в конструкции не учитывали несимметрично расположенный патрубок под контрольно-измерительные приборы). Также в расчете учитывался собственный вес конструкции. Итоговая конечно-элементная модель в среде ANSYS Mechanical APDL v 17.2 [7] содержала 28 529 элементов SOLID185 и 9 132 узла (рис. 3).

При расчете были сделаны следующие допущения и упрощения:

- не учитывалось изменение механических свойств материалов реактора под облучением;
- расчет проводился только для механических нагрузок;
- закрепление реактора осуществлялось путем запрета всех перемещений вдоль борта, опоясывающего реактор в районе опорной обечайки;
- не учитывалось влияние отверстий под шпильки, находящихся на фланце корпуса;
- рассматривалась 1/4 часть реактора с целью упрощения расчетов.

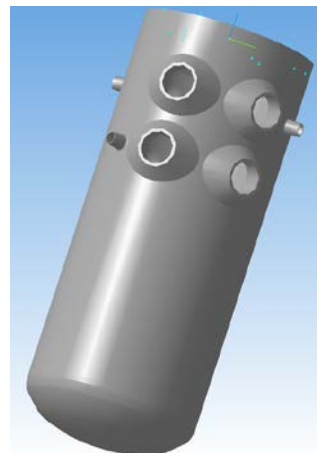
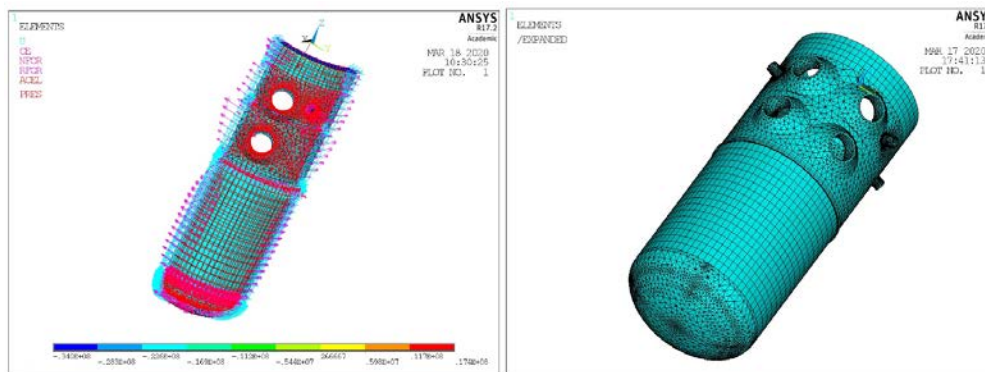


Рис. 2. 3D-модель корпуса реактора



а

б

Рис. 3. Модель корпуса в среде ANSYS Mechanical APDL:

а — приложение нагрузок (красный — внутреннее давление, розовый — условия симметрии, синий — растягивающие напряжения от крышки, стрелкой указана сила тяжести); б — разбиение на конечные элементы

Верификация. Для оценки погрешности проводимых расчетов и физичности выбранной модели предварительно была проведена верификация с использованием норм расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). За основу расчета была выбрана модель (рис. 4), представленная в виде цилиндрической трубы с радиусами

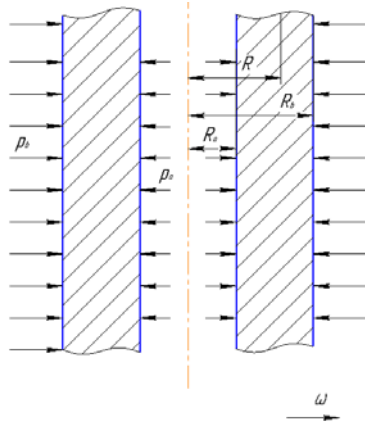


Рис. 4. Расчетная схема

внешней и внутренней части, аналогичными радиусам корпуса реактора (2 125 и 1 927,5 мм соответственно). Длина соответствовала двадцати диаметрам конструкции для исключения краевых эффектов.

Основные формулы для расчета перемещений и напряжений в цилиндрической трубе приведены в таблице ПЗ.17 ПНАЭ Г-7-002-86 имеют следующий вид:

$$w = \frac{R}{E} \left[-(1 + \mu) \frac{R_a^2 R_b^2 (-p_a + p_b)}{(R_b^2 - R_a^2) R^2} + (1 - 2\mu) \frac{R_a^2 p_a - R_b^2 p_b}{R_b^2 - R_a^2} \right]; \quad (1)$$

$$\sigma_r = \frac{R_a^2 R_b^2 (p_b - p_a)}{R_b^2 - R_a^2} \frac{1}{R^2} + \frac{R_a^2 p_a - R_b^2 p_b}{R_b^2 - R_a^2}; \quad (2)$$

$$\sigma_a = \frac{R_a^2 R_b^2 (p_b - p_a)}{R_b^2 - R_a^2} \frac{1}{R^2} + \frac{R_a^2 p_a + R_b^2 p_b}{R_b^2 - R_a^2}; \quad (3)$$

$$\sigma_z = \frac{R_a^2 p_a - R_b^2 p_b}{R_b^2 - R_a^2}, \quad (4)$$

где w — перемещение; R — произвольный радиус; E — модуль упругости; μ — коэффициент Пуассона; p_a — давление на внутренней стороне; p_b — давление на внешней стороне; R_a — внутренний радиус; R_b — внешний радиус; $\sigma_r, \sigma_a, \sigma_z$ — главные напряжения.

На внутреннюю сторону расчетной модели (рис. 5) было приложено давление 17,4 МПа, на внешней стороне давление отсутствовало. С двух сторон было выполнено жесткое закрепление (заделка). С учетом приложенных нагрузок уравнения (1)–(4) упрощаются:

$$w = \frac{R}{E} \left[(1 + \mu) \frac{R_a^2 R_b^2 p_a}{(R_b^2 - R_a^2) R^2} + (1 - 2\mu) \frac{R_a^2 p_a}{R_b^2 - R_a^2} \right]; \quad (5)$$

$$\sigma_r = \sigma_a = -\frac{R_a^2 R_b^2 p_a}{R_b^2 - R_a^2} \frac{1}{R^2} + \frac{R_a^2 p_a}{R_b^2 - R_a^2}; \quad (6)$$

$$\sigma_z = \frac{R_a^2 p_a}{R_b^2 - R_a^2}. \quad (7)$$

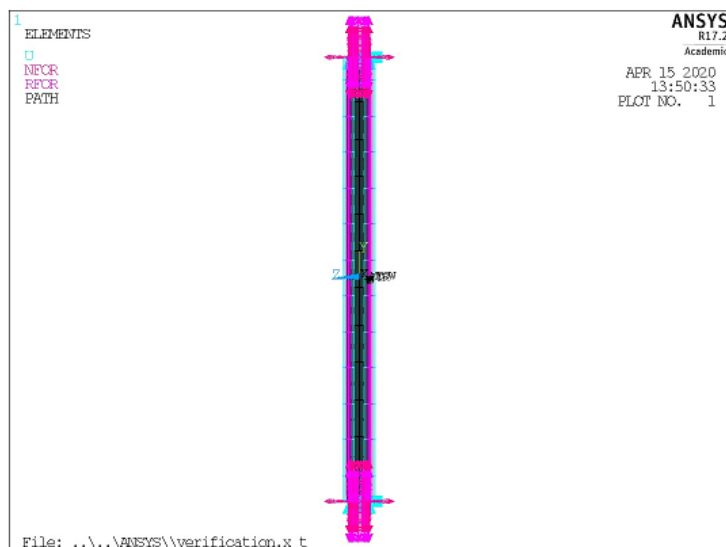


Рис. 5. Модель в среде ANSYS с приложенными нагрузками (голубой — заделки, розовый — симметрия, красный — давление)

Согласно формулам (5)–(7) получены следующие значения:

$$w = 0,001508 \text{ м}; \sigma_r = \sigma_a = -8,06 \cdot 10^6 \text{ Па}; \sigma_z = 8,08 \cdot 10^7 \text{ Па}.$$

С помощью модели в среде ANSYS Mechanical APDL v 17.2 получены следующие значения:

$$w = 0,001602 \text{ м}; \sigma_r = \sigma_a = -8,40 \cdot 10^6 \text{ Па}; \sigma_z = 8,48 \cdot 10^7 \text{ Па}.$$

Таким образом, погрешность для перемещений составила 6,2 %, для напряжений σ_r, σ_a — 4,2 %, σ_z — 5,0 %.

Обсуждение результатов. Элементы корпуса можно подразделить на две группы: цилиндрические обечайки и эллиптическое днище. Для каждой из них выполнен отдельный расчет согласно ПНАЭ.

Материал корпуса — сталь 15Х2НМФА, предел прочности которой при температуре 350°C равен 540 МПа, а предел пластичности 440 МПа [8].

Для проверки результатов рассматривались вторые приведенные напряжения. Эквивалентной величиной в ANSYS Mechanical APDL v 17.2 является stress intensity. Распределение интенсивности напряжений приведены на рис. 6 а, отдельно показаны области максимальных значений: на эллиптической части реактора (рис. 6, б) и на цилиндрической (рис. 6, в). Отсюда следует, что прочность конструкции будет обеспечена, так как значения приведенных напряжений в опасных сечениях с учетом погрешности составляют соответственно

$$\sigma_2^{\text{эллип}} = 224,4 \text{ МПа} \pm 11,2 < 1,3[\sigma] = 270,0 \text{ МПа};$$

$$\sigma_2^{\text{цил}} = 241,6 \text{ МПа} \pm 12,1 < 1,3[\sigma] = 270,0 \text{ МПа}.$$

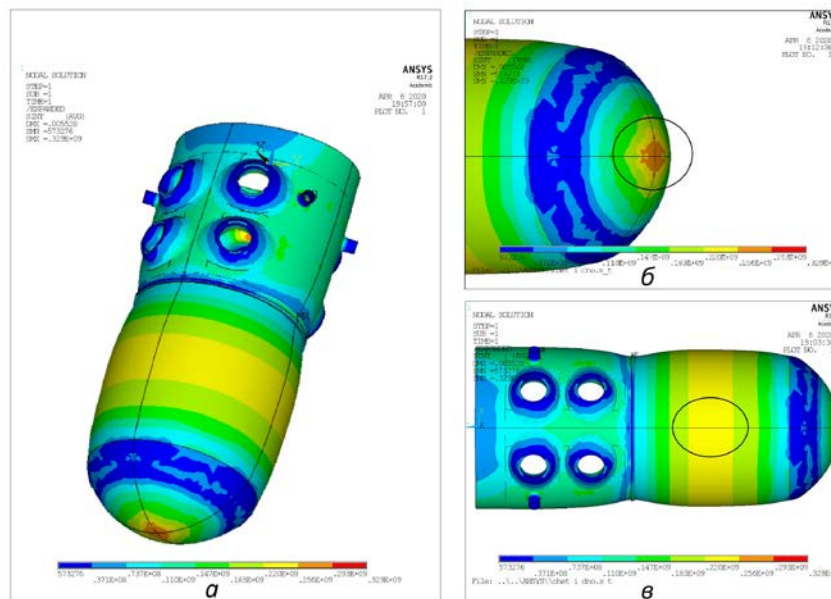


Рис. 6. Распределение интенсивности напряжений:

a — общий вид модели; *б* — наиболее нагруженное сечение на эллиптическом днище; *в* — наиболее нагруженное сечение на цилиндрической стенке корпуса

Заключение. В результате прочностного анализа не только была подтверждена работоспособность корпуса под действием механических нагрузок, но и выявлены максимально нагруженные области (днище, центр цилиндрической части). Подобная расчетная модель может быть усложнена добавлением температурных и радиационных нагрузок, а в дальнейшем доработкой полномасштабной модели реактора (в том числе путем добавления внутрикорпусных частей, которые изготовлены из других материалов и по-разному нагружены). Расчет такого рода позволит выявить слабые места в конструкции, которые необходимо усилить, или, наоборот, детали с избыточным консерватизмом, снятие которого позволит повысить мощность или уменьшить затраты материала. Кроме того, появляется возможность создания банка данных для последующего использования при создании принципиально новых конструкций не только для стационарной энергетики, но и для атомных станций малой мощности.

Литература

- [1] Резепов В.К., Денисов В.П., Кирилук Н.А. и др. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. М., Гидропресс, 2004.
- [2] Шмелев В.Д., Драгунов Ю.Г., Денисов В.П. и др. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. М., Академкнига, 2004.
- [3] Андрушечко С.А., Афров А.М., Васильев Б.Ю. и др. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции. М., Логос, 2010.

- [4] Нововоронежская АЭС-2. Проект «АЭС-2006». *rosenergoatom.ru: веб-сайт*. URL: <https://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/f01/f01b5ca309dbda1917c112d6897c0959.pdf> (дата обращения: 15.04.20).
- [5] Косоуров К.Б., ред. ВВЭР-1200: эволюция классики. Физические основы эксплуатации, системы и элементы, ядерное топливо, безопасность. М., Логос, 2019.
- [6] The VVER today. *rosatom.ru: веб-сайт*. URL: <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf> (дата обращения: 15.04.20).
- [7] ANSYS mechanical user's guide. Release 17.2. ANSYS, Inc., 2016.
- [8] Сорокин В.Г., ред. Марочник сталей и сплавов. М., Книга по Требованию, 2012.

Меринова Виктория Эдуардовна — студентка кафедры «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация.

Научный руководитель — Сатин Александр Анатольевич, кандидат технических наук, доцент кафедры «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация.

Ссылку на эту статью просим оформлять следующим образом:

Меринова В.Э. Анализ прочности корпуса водо-водяного реактора большой мощности. *Политехнический молодежный журнал*, 2020, № 07(48). <http://dx.doi.org/10.18698/2541-8009-2020-07-627>

STRENGTH ANALYSIS OF THE HIGH POWER PRESSURIZED WATER REACTOR

V.E. Merinova

torisee@mail.ru

SPIN-code: 4335-7940

Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation

Abstract

Digital twins of objects allow not only to predict the behavior of fundamentally new structures, but also to consider the existing ones in more detail. They provide the implementation of experiments that are impossible under natural conditions, which can adversely affect the safety of the reactor installation, or be impracticable due to the large size of the measuring equipment (sensors). The aim of the work is to build a digital model of a pressurized water reactor vessel, which will allow performing a preliminary analysis of the structure's strength. A digital model of the high-power pressurized water reactor vessel has been developed. Authors carried out a strength study using Ansys Mechanical APDL v. 17.2, which proved the possibility of using this model in calculations.

Keywords

Digital twins, WWER-1200, Ansys Mechanical APDL, vessel, reactor, finite element method (FEM)

Received 19.06.2020

© Bauman Moscow State Technical University, 2020

References

- [1] Rezepov V.K., Denisov V.P., Kirilyuk N.A., et al. Reaktory VVER-1000 dlya atomnykh elektrostantsiy [VVER-1000 reactor for atomic stations]. Moscow, Gidropress Publ., 2004 (in Russ.).
- [2] Shmelev V.D., Dragunov Yu.G., Denisov V.P., et al. Aktivnye zony VVER dlya atomnykh elektrostantsiy [Radiation zones of VVER for atomic stations]. Moscow, Akademkniga Publ., 2004 (in Russ.).
- [3] Andrushechko S.A., Afrov A.M., Vasil'yev B.Yu., et al. AES s reaktorom tipa VVER-1000. Ot fizicheskikh osnov ekspluatatsii do evolyutsii [Atomic power station with reactor of VVER-1000 type. From physical basis of exploitation to evolution]. Moscow, Logos Publ., 2010 (in Russ.).
- [4] Novovoronezhskaya AES-2. Proekt "AES-2006" [AES-2 in Noviy Voronezh. "AES-2006" project]. *rosenergoatom.ru: website* (in Russ.). URL: <https://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/f01/f01b5ca309dbda1917c112d6897c0959.pdf> (accessed: 15.04.20).
- [5] Kosourov K.B., ed. VVER-1200: evolyutsiya klassiki. Fizicheskie osnovy ekspluatatsii, sistemy i elementy, yadernoe toplivo, bezopasnost' [VVER-1200: evolution of classics. Physical basis of exploitation, systems and elements, nuclear fuel, safety]. Moscow, Logos Publ., 2019 (in Russ.).
- [6] The VVER today. *rosatom.ru: website*. URL: <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf> (accessed 15.04.20).
- [7] ANSYS mechanical user's guide. Release 17.2. ANSYS, Inc., 2016.
- [8] Sorokin V.G., ed. Marochnik staley i splavov [Grade guide of steels and alloys]. Moscow, Kniga po Trebovaniyu Publ., 2012 (in Russ.).

Merinova V.E. — Student, Department of Nuclear Reactors and Power Plants, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

Scientific advisor — Satin A.A., Cand. Sc. (Eng.), Assoc. Professor, Department of Nuclear Reactors and Power Plants, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

Please cite this article in English as:

Merinova V.E. Strength analysis of the high power pressurized water reactor. *Politekhnicheskiy molodezhnyy zhurnal* [Politechnical student journal], 2020, no. 07(48). <http://dx.doi.org/10.18698/2541-8009-2020-07-627.html> (in Russ.).