

УДК 621.039.4

EDN: KUIFWX

ОЦЕНКА ЦЕЛОСТНОСТИ ТРЕТЬЕГО ФИЗИЧЕСКОГО БАРЬЕРА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПАДЕНИИ ВЕРХНЕГО БЛОКА НА РЕАКТОР

О.В. ГорюновORCID: 0000-0001-6414-8619 e-mail: ovgoriunov@mail.ru

Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого

*Санкт-Петербург, Россия***А.А. Семакова**ORCID: 0009-0002-0012-4831 e-mail: semakova_2000@mail.ru

Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого

Санкт-Петербург, Россия

Представлена оценка целостности третьего физического барьера (корпуса реактора и главных циркуляционных трубопроводов (ГЦТ)) в рамках расчетного анализа динамического напряженно-деформированного состояния в упругой (консервативный подход) и упругопластической (реалистичный подход) постановках. Потеря целостности компонента постулируется по достижении предельного состояния кратковременного вязкого разрушения. В упругой постановке целостность главных циркуляционных трубопроводов нарушается, что приводит к исходному событию, вызывающему уменьшение расхода теплоносителя в первом контуре, однако работа систем безопасности позволяет компенсировать течь. В реалистичной постановке металл корпуса и главных циркуляционных трубопроводов сохраняет целостность, образование несплошностей не происходит, целостность сохраняется, нарушения пределов ядерной и радиационной безопасности отсутствуют.

Ключевые слова: ядерная и радиационная безопасность, атомная станция, запроектная авария, целостность, реактор.

ДЛЯ ЦИТИРОВАНИЯ: Горюнов, О.В. Оценка целостности третьего физического барьера безопасности при падении верхнего блока на реактор / О.В. Горюнов, А.А. Семакова // Труды НГТУ им. П.Е. Алексеева. 2024. № 4. С. 44-50. EDN: KUIFWX

ASSESSMENT OF THIRD PHYSICAL SAFETY BARRIER INTEGRITY IN THE EVENT OF UPPER BLOCK FALL ONTO THE REACTOR

O.V. GoryunovORCID: 0000-0001-6414-8619 e-mail: ovgoriunov@mail.ru

Peter the Great St. Petersburg Polytechnic University

*Saint Petersburg, Russia***A.A. Semakova**ORCID: 0009-0002-0012-4831 e-mail: semakova_2000@mail.ru

Peter the Great St. Petersburg Polytechnic University

Saint Petersburg, Russia

Abstract. The article presents an assessment of the integrity of the third physical barrier (reactor vessel and main circulation pipelines) within the framework of the calculation analysis of the dynamic stress-strain state in elastic (conservative approach) and elastoplastic (realistic approach) formulations. The loss of integrity of the component is postulated upon reaching the limit state of short-term ductile fracture. In the elastic formulation, the integrity of the main circulation pipelines is violated, which leads to an initial event that causes a decrease in the coolant flow in the primary circuit, but the operation of the safety systems compensates the leak. In a realistic formulation, the metal of the vessel and main circulation pipelines remains intact, no discontinuities are formed, the integrity is maintained, and there are no violations of nuclear and radiation safety limits.

Key words: nuclear and radiation safety, nuclear power plant, beyond design basis accident, integrity, reactor.

FOR CITATION: O.V. Goryunov, A.A. Semakova. Assessment of third physical safety barrier integrity in the event of upper block fall onto the reactor. Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev. 2024. № 4. Pp. 44-50. EDN: KUIFWX

Введение

Стандарты безопасности РФ, Финляндии, Венгрии, Китая, США и других стран при обосновании безопасности объекта использования атомной энергии (ОИАЭ) требуют, в частности, учитывать в проектах систем, зданий и сооружений последствия падения тяжелых грузов при выполнении соответствующих мероприятий. Статистика инцидентов на атомных станциях (АС) показала, что операции, связанные с транспортировкой тяжелых грузов, могут оказать негативное влияние на безопасность атомных электростанций NEA/CNRA/R(2017) [1]. Одним из показательных сценариев с точки зрения влияния на ядерную и радиационную безопасность является падение верхнего блока (далее – ВБ) реактора ВВЭР при проведении планово-предупредительного ремонта на корпус реактора с высоты подъема, что может привести к повреждению физических барьеров безопасности. Оценка частоты указанного события, основанная на анализе надежности элементов систем полярного крана и учета организационно-технических мероприятий, показывает крайне малое значение: 10^{-9} 1/год и ниже. Данная частота события позволяет включить это событие в перечень запроектных аварий.

Федеральные нормы и правила НП-001-15 [2] и НП-006-16 [3] требуют представлять результаты анализа запроектных аварий в отчете по обоснованию безопасности (ООБ) АС в реалистичной (неконсервативной) постановке. Сценарий падения ВБ должен быть включен в состав перечня исходных событий запроектных аварий при хранении и транспортировании топлива. До настоящего времени указанный сценарий не рассматривался в научно-технической литературе, что делает оценку последствий и уровня тяжести состояния АС после падения ВБ на корпус реактора актуальной задачей. Оценка последствий указанного события и влияния на РУ выполняется в рамках положений методики [4], основанной на опыте отечественного и международного проектирования АЭС.

Задачи и методика исследования

Сложность задачи требует рассмотреть последствия падения в рамках нескольких последовательных этапов. Целью первого этапа, представленного в настоящей работе, является верификация сохранения целостности третьего физического барьера безопасности: элементов корпуса реактора и главных циркуляционных трубопроводов (объекты расчетного исследования); оптимизация расчетных моделей и схем. Второй этап, связанный с моделированием внутрикорпусных устройств и активной зоны, будет рассмотрен в следующих работах. Методика верификации целостности объектов исследования реализуется в рамках численного моделирования динамического напряженно-деформированного состояния и применения соответствующих критериев прочности. Расчетный анализ выполняется с применением программных комплексов *Abaqus CAE/Explicit* и *ANSYS*. Последовательно представлены начальное состояние РУ; соответствующие входные данные, используемые в расчетах; критерии потери целостности; краткое описание расчетной модели.

Расчеты напряженно-деформированного состояния выполнялись в упругой (консервативный подход) и упругопластической (реалистичный подход) постановках.

Исходное состояние РУ

Параметры исходного состояния РУ:

- режим эксплуатации – нормальная эксплуатация, планово-предупредительный ремонт (ППР);

- верхний блок снят с корпуса реактора;
- верхний блок находится на высоте 10 м от главного фланца корпуса реактора (при этом ось верхнего блока совпадает с осью корпуса реактора);
- температура воды в корпусе реактора не выше 70 °С;
- давление над уровнем теплоносителя в корпусе – атмосферное;
- система отвода остаточного тепла работоспособна;
- уровень теплоносителя в реакторе выше трубопровода холодных патрубков реактора.

Входные данные расчета

Входными данными для расчета являются [5-7]:

- 1) скорость ВБ в момент контакта ВБ с фланцем корпуса реактора – 14 м/с;
- 2) масса ВБ – 116 тонн;
- 3) масса корпуса реактора – 730 тонн.

Аналитическая оценка динамического поведения при ударных нагрузках

Для оценки ряда параметров, необходимых в качестве входных данных для расчета, а также с целью получения информации по оценке корректности результатов расчета, рассматривается упрощенная одномерная постановка задачи в приближении продольного удара телом конечной массы по упругому стержню с закрепленным концом. При этом поведение стержня описывается уравнением:

$$\frac{\partial^2 u}{\partial t^2} = c^2 \frac{\partial^2 u}{\partial x^2} \quad (1)$$

где, u – поле перемещений; t – время; x – продольная координата; c – скорость волны сжатия. В рассматриваемом случае корпус реактора закрепляется по опорному бурту, выточенному на наружной поверхности опорной обечайки корпуса, его днище жестко не закреплено. В качестве характерного размера для оценки распределения напряжений по корпусу принимается расстояние от торца фланца корпуса до опорного бурта $l_{\text{бурт}}$ вместо длины всего корпуса.

Решая уравнение (1) в рамках указанных допущений, получаем следующие результаты:

- 1) напряжение в области контакта ВБ и фланца корпуса реактора ~ 568 МПа;
- 2) время контакта ~ 3,2 мс;
- 3) время прохождения волны сжатия от фланца до днища ~ 2 мс.

Указанные результаты были учтены при разработке расчетной модели.

Физико-механические свойства материалов

Физико-механические свойства материалов объектов расчетного исследования приняты в соответствии с [5-8]. Поскольку рассматриваемый сценарий относится к запроектным событиям, постольку в расчетах используются медианные значения механических свойств материалов. В связи с отсутствием паспортных данных по пределу текучести и временному сопротивлению, статистическое распределение используемых в расчете параметров было получено на основе следующих допущений:

- 1) принимается нормальный закон распределения;
- 2) гарантированное значение механической характеристики материала R (временное сопротивление или предел текучести) соответствует квантили нормального распределения $\alpha = 0,05$;
- 3) среднеквадратическое значение (СКЗ) составляет 10 % от значения математического ожидания для распределения предела текучести;

- 4) согласно ГОСТ 25.504-82 [9], среднее значение коэффициента вариации временного сопротивления металла на множестве всех плавок равно 0,07.

В табл. 1 представлены медианные значения механических свойств материалов компонентов реактора и ГЦТ.

Таблица 1.
Медианные значения механических характеристики
компонентов РУ при расчетной температуре

Table 1.
Median values of mechanical characteristics
of reactor plant components at design temperature

Компонент	Временное сопротивление, МПа	Предел текучести, МПа
Корпус реактора	576	504
Опорная ферма	385	235
Опорная ферма	470	281
ГЦТ	556	387

Расчетная температура принята равной 100 °С (как максимально возможная температура корпуса РУ и его компонентов во время плановых профилактических работ).

Расчет с учетом пластических свойств материалов был выполнен на основе свойств сталей 10ГН2МФА и 15Х2НМФА в соответствии с [10, 11].

Критерии потери целостности

Потеря целостности элемента объекта исследования постулируется по достижению предельного состояния кратковременного вязкого разрушения [8]. Напряжения, характеризующие достижение предельного состояния основного металла и сварных соединений, определяются согласно п. 3.4 [8] и принимаются равными медианному значению временного сопротивления материала без учета коэффициентов запаса по номинальным напряжениям (поскольку в соответствии с НП-001-15 [2] сценарии ЗПА рассматриваются в рамках реалистического подхода). При этом постулируется полное разрушение расчетного элемента модели.

Расчетная модель

Расчетная модель представляет собой корпус реактора с опорным буртом для установки на опорную ферму, трубопроводы ГЦК. Трубопроводы смоделированы прямолинейными участками от места приварки к отливам в корпусе реактора до их крепления к главным циркуляционным насосам (ГЦН) и парогенераторам (ПГ). Опорная ферма для оптимизации расчета не моделируется, что не влияет на общую картину. Общий вид расчетной модели представлен на рис. 1.

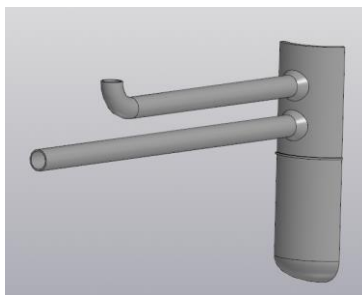


Рис. 1. Общий вид расчетной модели

Fig. 1. General view of the calculation model

В расчетной модели использовались следующие граничные условия:

- на опорном бурте наложен запрет на перемещение и вращение по всем осям;
- к концам трубопроводов ГЦК в местах крепления к ГЦН и ПГ наложен запрет на перемещение в поперечной плоскости трубопроводов.

Результаты расчета в упругой постановке

Напряжения, вызванные нагрузками, соответствующие исходному состоянию пренебрежимо малы и в дальнейших расчетах не учитываются. В результате выполнения численного моделирования получены поля напряжений, зависящие от времени. На основе указанных результатов был идентифицирован момент времени, при котором в локальных областях элементов корпуса реактора и трубопроводов приведенные напряжения превышали предельные значения.

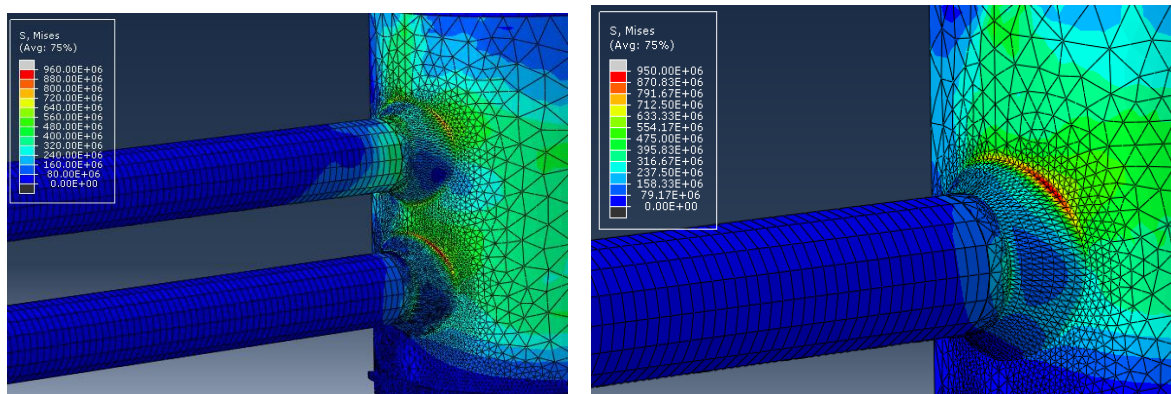


Рис. 2. Поля напряжений, соответствующие максимальным значениям приведенных напряжений

Fig. 2. Stress fields corresponding to maximum values of reduced stresses

Достижение предельного состояния характеризуется образованием *несплошностей* в материале, что, в свою очередь, ведет к релаксации напряжений в прилегающей области и остановке развития дефекта. На рис. 2 представлено поле напряжений, характеризующееся максимальными значениями. В области патрубка корпуса реактора напряжения превышают предельные значения, ведущее к образованию сквозных трещин. Приведенные выше результаты соответствуют результатам [5], где суммарная площадь образовавшейся течи имеет значение $0,063 \text{ м}^2$; расход – $1918 \text{ м}^3/\text{ч}$. В рамках представленного расчета следует отметить, что напряжения среза опорного бурта приводят к значению $\tau > 1000 \text{ МПа}$, что превосходит временное сопротивление и ведет к отказу (срезу) бурта.

Таким образом, по результатам консервативного расчета целостность элементов РУ нарушается – образуется течь в местах сварных соединений между корпусом реактора и трубопроводами ГЦК; динамические нагрузки приводят к срезу опорного бурта. Согласно [6, 7], бак приямков во время аварии способен компенсировать расход потока не более $2500 \text{ м}^3/\text{ч}$, соответственно расход течей с ГЦТ при падении ВБ приближается к критическому значению и создает дополнительную нагрузку на насосы системы расхолаживания реактора. Таким образом, результаты консервативного расчета неблагоприятны.

Результаты расчета в упругопластической постановке

Идентифицированные на основе результатов численного расчета максимальные напряжения на стыке трубопроводов ГЦК и корпуса реактора в реалистичной постановке показаны на рис. 3.

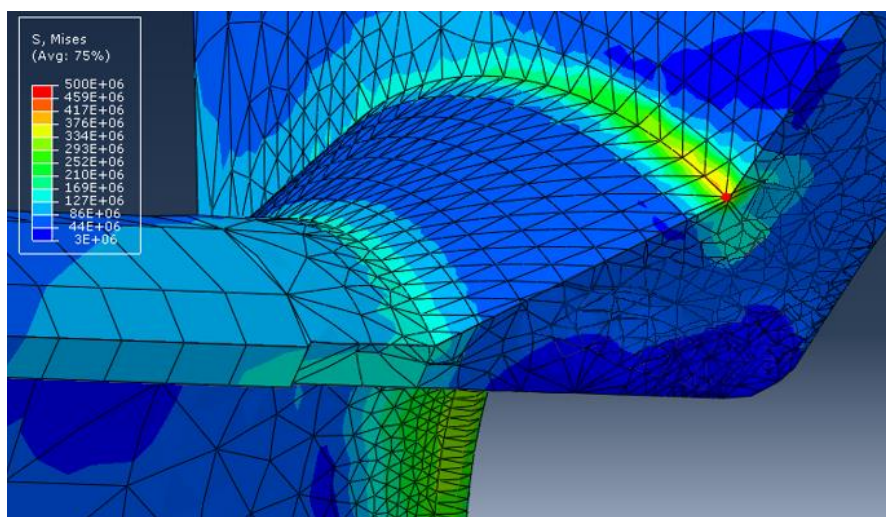


Рис. 3. Действующие напряжения труб ГЦТ (упругопластическое состояние)

Fig. 3. Effective stresses of pipes of main circulation pipelines (elastoplastic state)

Максимальные действующие напряжения составляют 446 МПа и не превышают предельные значения. Дополнительные касательные напряжения, также не приводят к достижению предела прочности в ГЦТ и корпусе реактора. Образование несплошностей не происходит, третий физический барьер безопасности сохраняет целостность, угроза нарушения пределов ядерной и радиационной безопасности отсутствует. Участие систем безопасности не требуется.

Заключение

В настоящей работе представлены методология и результаты оценки целостности элементов корпуса реактора и главных циркуляционных трубопроводов при падении верхнего блока с высоты на корпус реактора при ППР. Результаты расчетов показали следующее.

1. Напряжения на бурте корпуса достигают значений, превышающих временное сопротивление – борт «срезается» под воздействием динамических нагрузок (расчеты, выполненные для оценки напряжений, возникающих при отказе опорного бурта, показали, что продольные напряжения среза превышают временное сопротивление материала). Указанный результат актуален как для консервативной, так и для неконсервативной оценок.

2. Приведенные напряжения во всех сварных швах ГЦТ – корпус реактора в рамках консервативного расчета локально достигают значения предела прочности, что приводит к потере целостности – течи теплоносителя из корпуса реактора из всех восьми трубопроводов ГЦК. Течь первого контура приводит к снижению уровня теплоносителя в корпусе реактора и может привести к повреждению загруженных в реактор ТВС. Более реалистичная упругопластическая постановка решения задачи показывает, что приведенные напряжения достигают значений 446 МПа, что выше предела текучести, но ниже предела прочности. В зоне патрубков будут образовываться пластические деформации, не приводящие к потере целостности трубопроводов и корпуса реактора.

Библиографический список

1. NEA/CNRA/R(2017)4 Heavy Load Accidents in Nuclear Installations, 2018. – 76 p.
2. НП-001–15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М: НТЦ ЯРБ, 2016. – 56 с.
3. НП-006–16 Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реакторами типа ВВЭР. – М.: НТЦ ЯРБ, 2017. – 408 с.

4. **Горюнов, О.В.** Методология анализа внутренних воздействий на безопасность АЭС / О.В. Горюнов, Ю.Л. Ермакович, И.Б. Кузьмина, Д.Г. Ланин // Электрические станции. 2021. № 5. С. 9-16.
5. **Горюнов, О.В.** Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики / О.В. Горюнов, А.С. Мозжухин, А.А. Вернер // Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики. Сборник тезисов докладов. VI Международная научно-техническая конференция (14-17 ноября 2023 г., Москва). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2023. С. 93-95.
6. **Андрушечко, С.А.** АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта / С.А. Андрушечко, А.М. Афронов, Б.Ю. Васильев и др. – М.: Логос, 2010. – 603 с.
7. **Котов, Ю.В.** Оборудование атомных электростанций / Ю.В. Котов, В.В. Кротов, Г.А. Филиппов. – М.: Машиностроение, 1982. – 375 с.
8. ПНАЭ Г-7-002 – 86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
9. ГОСТ 25.504–82 Расчеты и испытания на прочность. Методы расчета характеристик сопротивления усталости. – М.: Стандартиформ, 1972. – 131 с.
10. **Марголин, Б.З.** Прогнозирование трещиностойкости корпусной реакторной стали на основе концепции «Master curve» и вероятностной модели / Б.З. Марголин, В.А. Швецова, А.Г. Гуленко, А.В. Ильин, В.А. Николаев, В.И. Смирнов // Проблемы прочности. 2002. № 1. С. 5-21.
11. **Лебедев, А.А.** Исследование процессов деформирования и накопления повреждений в стали 10ГН2МФА при малоцикловом нагружении / А.А. Лебедев, И.В. Маковецкий, Н.Р. Музыка, В.П. Швец // Проблемы прочности. 2008. № 2. С. 5-10.

*Дата поступления
в редакцию: 11.06.2024*

*Дата принятия
к публикации: 25.10.2024*