

ОЦЕНКА ПОСЛЕДСТВИЙ ПАДЕНИЯ ВЕРХНЕГО БЛОКА НА РЕАКТОР

Горюнов О.В., Вернер А.А., Мозжухин А.С.
(АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург, Россия)

Введение

Национальные нормы ряда стран (РФ, Финляндия, Венгрия, Китай и т.д.) в рамках обоснования безопасности объекта использования атомной энергии (ОИАЭ) регламентируют учет в проекте систем и зданий последствий, возникающих при падении тяжелых грузов. Ряд событий на атомных станциях показал, что операции, связанные с транспортировкой тяжелых грузов, могут оказать значительное воздействие на безопасность АЭС NEA/CNRA/R(2017) [5] (рис. 1). Одним потенциально опасным сценарием с точки зрения последствий влияния на ядерную безопасность можно выделить падение верхнего блока (далее ВБ) реактора ВВЭР на корпус реактора с максимальной высоты подъема. Используя статистику [5] по случаям падения тяжелых грузов на ядерных объектах и предполагая коэффициент уменьшения равным 10, получим 0,57 соответствующих событий в год. Принимая во внимание общий опыт эксплуатации всех энергоблоков АЭС, можно оценить частоту – 3Е-5/год.

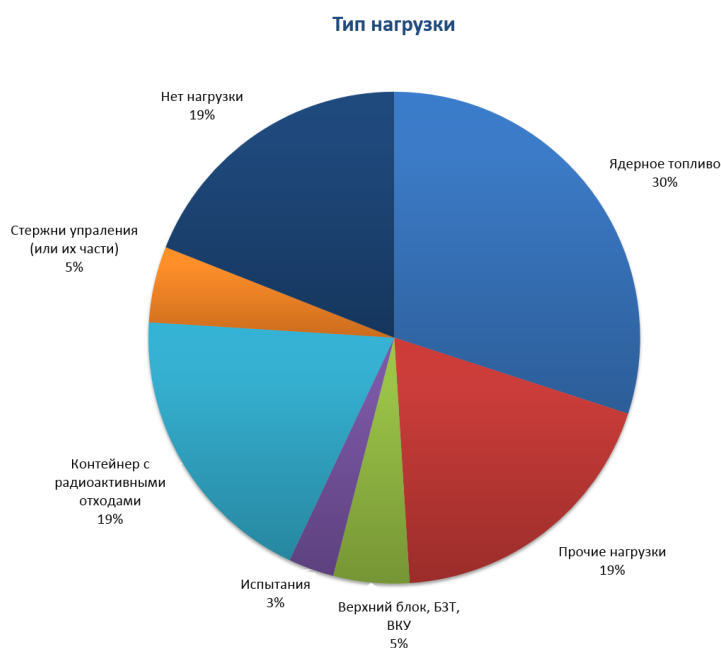


Рис. 1. Распределение событий по типу нагрузки [NEA/CNRA/R(2017)4]

Оценка вероятности указанного события, основанная на анализе надежности элементов систем полярного крана и учета организационно-технических мероприятий, показывает крайне малое значение – 10^{-9} /год и ниже, однако с точки зрения риска и ядерной безопасности (падение ВБ может привести к повреждению физических барьеров безопасности) изготовление корпуса и внутри корпусных устройств является довольно продолжительной и дорогостоящей процедурой. Также при повреждении компонентов ядерных энергетических установок, необходимо выполнять большой объем ремонтных, монтажных и пуско-наладочных работ на радиоактивном оборудовании (ГЦТ, корпус и др.) или закрывать атомные станции вообще. Целесообразность рассмотрения падения ВБ на стадии проекта обосновывается в [1].

Указанное выше событие не включено в перечень проектных исходных событий, представляется целесообразным оценить последствия, уровень тяжести состояния атомных станций и влияние на РУ в рамках методики [1], основанной на опыте отечественного и международного проектирования АЭС.

1. Задачи исследования

Сложность задачи требует рассмотреть последствия падения в рамках нескольких последовательных этапов, целью которых является последовательный анализ состояния элементов реактора и главных трубопроводов. Первый этап нацелен на оценку целостности третьего физического барьера безопасности, оптимизацию расчетных моделей и схем [2].

Основная задача – верификация сохранения целостности корпуса реактора и трубопроводов ГЦТ. На основе результатов верификации выполняется оценка последствий (приводит ли событие к исходному событию, компенсируема ли течь и др.). Моделирование внутрикорпусных устройств и активной зоны будет рассмотрена в следующих работах.

Верификация целостности оценивается в рамках расчетного анализа динамического напряженно-деформированного состояния. Расчетный анализ выполняется с применением программных комплексов Abaqus CAE/Explicit и ANSYS.

Расчеты по оценке напряженно-деформированного состояния выполнялись в упругой и упругопластической постановке.

2. Исходное состояние РУ

По известным причинам информация о корпусе реактора ограничено представлена в информационном пространстве. Авторы технической литературы по ядерным установкам приводят в своих трудах различные данные по масса-габаритным размерам ВБ, корпуса РУ и другим частям реактора. Поэтому консервативно в расчетах принимаются максимальные значения величин.

Параметры исходного состояния РУ:

- режим эксплуатации – планово-предупредительный ремонт;
- 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);
- время после остановки реактора – 2 суток;
- температура воды в корпусе реактора не выше 60 °С;
- давление над уровнем воды в реакторе 0,1 МПа;
- система отвода остаточного тепла отводит остаточное тепло в рассматриваемых состояниях реактора;
- уровень теплоносителя в реакторе выше трубопровода холодных патрубков реактора.

3. Входные данные расчета

Исходными данными для расчета являются [3], [4]:

1. Скорость ВБ в момент контакта ВБ с фланцем корпуса реактора – 14, м/с;
2. Масса ВБ – 116 тонн;
3. Масса реактора – 730 тонн,
4. Расчетная температура консервативно принята равной 100 °С.
5. В расчете использованы номинальные физико-механические свойства материалов.

4. Физико-механические свойства материалов

Материалы, используемые в расчете приняты согласно [3], [5]. В связи с отсутствием паспортных данных по пределу текучести и пределу прочности, статистическое распределение можно получить следующим образом:

- 1) принимается нормальный закон распределения;
- 2) гарантированное значение механической характеристики материала R (предел прочности или предел текучести) соответствует квантили нормального распределения $\alpha = 0,05$ (т.е. детерминированное значение механических свойств является нижним 5-процентным значением функции распределения);
- 3) СКО составляет 10% от значения МО для распределения предела текучести;
- 4) согласно ГОСТ 25.504-82 среднее значение коэффициента вариации предела прочности металла на множестве всех плавов равно 0,07.

Средние значения механических свойств материалов компонентов реактора представлены в табл. 1.

Таблица 1

Номинальные (средние) механические характеристики компонентов РУ

Компоненты РУ	R_m^T , МПа, при 100 °С	$R_{p0,2}^T$, МПа, при 100 °С
Корпус реактора	576	504
Опорная ферма для СтЗспЗ	385	235
Опорная ферма для 09Г2С	470	281
ГЦТ	556	387
R_m^T – среднее значение временного сопротивления при расчетной температуре, МПа; $R_{p0,2}^T$ – среднее значение предела текучести при расчетной температуре, МПа.		

5. Критерии потери целостности

Потеря целостности компонента постулируется по достижению предельного состояния кратковременного вязкого разрушения [2]. Напряжения, характеризующие достижение предельного состояния, определяются согласно п.3.4 [6], без учета коэффициентов запаса по номинальным напряжениям (поскольку ЗПА рассматриваются в рамках реалистического подхода) и принимаются равным среднему значению предела прочности. При достижении элементом предела прочности – постулируется полное разрушение элемента.

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

6. Расчетная модель

Расчетная модель представляет собой корпус реактора с отливом для установки на опорную ферму. Трубопроводы ГЦТ смоделированы прямолинейными участками от места приварки к отливам в корпусе до их крепления к ГЦН и ПГ. Опорная ферма моделируется по упрощенному варианту без дополнительных деталей, не влияющих на общую картину расчета, для оптимизации расчета. Также смоделировано бетонное основание опорной фермы (рис. 2) [2].

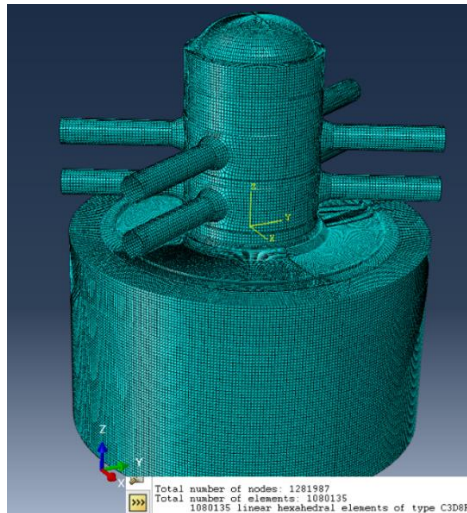


Рис. 2. Общий вид расчетной модели и ее параметров

В расчетной модели использовались следующие граничные условия:

- на нижнее основание бетона наложен запрет на перемещение и вращение по всем осям;
- к концам ГЦТ в местах крепления к ГЦН и ПГ наложен запрет на перемещение в поперечной плоскости трубопроводов.

7. Результаты расчета в упругой постановке

7.1. Результат расчета от температурного воздействия

Значения температурных напряжений менее 0,1 МПа. Напряжения, вызванные нагрузками, соответствующими исходному состоянию, пренебрежимо малы и в дальнейших расчетах не учитываются.

7.2. Результат расчета при динамической нагрузке при падении ВБ на корпус РУ [2]

Анализ результатов расчета показал, что ряд элементов достигает предела прочности. Поскольку достижение предельного состояния характеризуется образованием несплошностей в материале, что в свою очередь ведет к релаксации напряжений в прилегающей области и остановке развития дефекта, результатом расчета являлись поля напряжений, соответствующие временному шагу, на котором появлялись напряжения, превышающие предел прочности. Указанные поля принимались в качестве исходных данных для оценки размера трещины (рис. 3, 4 [2]).

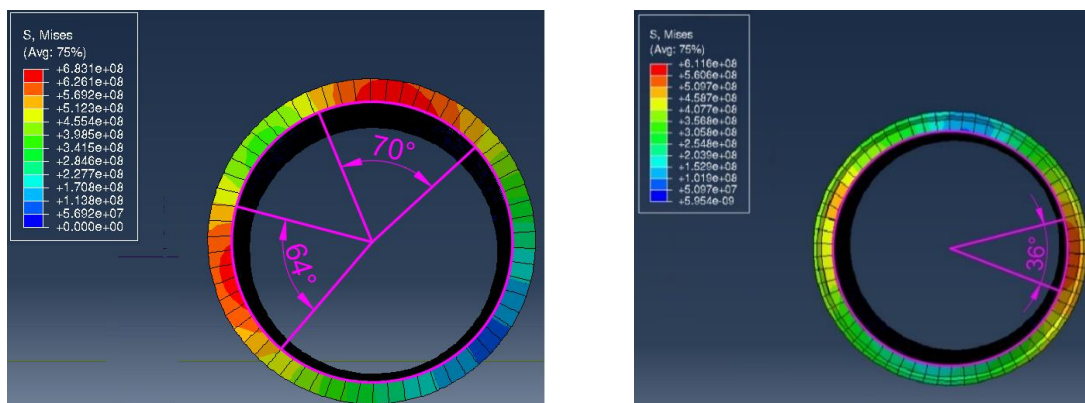


Рис. 3. Угол раскрытия трещин трубопровода ГЦТ (горячая нитка)

Для расчета площадей образовавшихся течей воспользуемся полями напряжений. Считаем, что, если действующие напряжения, превышают предельные (см.табл. 1), то в этом месте образуется течь (несплошность металла). Площадь течи определяется выражением:

$$S = 2 \cdot \left(\frac{1}{2} \cdot a \cdot \frac{b}{2}\right), \text{ м}^2; \quad (1)$$

где a – ширина течи; b – длина сектора окружности трубы ГЦТ;

$$b = \frac{2\pi R\alpha}{180}$$

R – внутренний радиус трубопровода,

α – угол раскрытия (показан фиолетовым цветом на рис. 3).

Расчетная оценка площади раскрытия трещины для одного трубопровода представлена в табл. 2.

Таблица 2

Расчетная оценка площади раскрытия трещины для одного трубопровода

Трещина	Угол раскрытия, град	Площадь раскрытия (одной трубы) S , мм ²	Площадь раскрытия (суммарная) S , м ²
№ 1 (рис. 3)	64	7417	0,030
№ 2 (рис. 3)	70	8112	0,032
№ 3 (рис. 3)	36	0	0

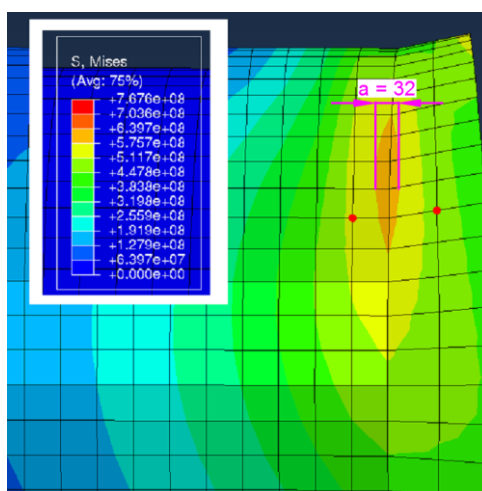


Рис. 4. Ширина раскрытия трещины трубопровода ГЦТ (горячая нитка)

Суммарная площадь образовавшейся течи будет иметь значение 0,062 м², расход 1879 м³/ч.

После прохождения волны сжатия области главных трубопроводов, она достигает области опорного бурта. Расчет напряжения среза опорного бурта приводит к значению $\tau > 1000$ МПа, что превосходит предел прочности и ведет к отказу (срезу) бурта. Отказ бурта приводит к движению корпуса как целого с ускорением свободного падения, что увеличивает касательные напряжения в местах крепления ГЦТ к корпусу реактора на 4,5 МПа.

8. Результаты расчета в пластической постановке

По результатам расчета, приведенного в пункте 7, расход течей со всех труб ГЦТ составляет 1879 м³/ч. Согласно [3], бак прямоугольный во время аварии способен

компенсировать расход потока не более 2500 м³/ч, соответственно расход течей с ГЦТ при падение ВБ приближается к критическому значению и создает дополнительную нагрузку на насосы системы расхолаживания реактора, поэтому проведен расчет с учетом пластических свойств материалов. Пластические свойства сталей 10ГН2МФА и 15Х2НМФА приняты в соответствии с методикой РД ЭО 1.1.2.99.0920-2014 «Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпусов водо-водяных энергетических реакторов на стадии проектирования».

Действующие напряжения на стыке труб ГЦТ и корпуса РУ показаны на рис. 5 [2].

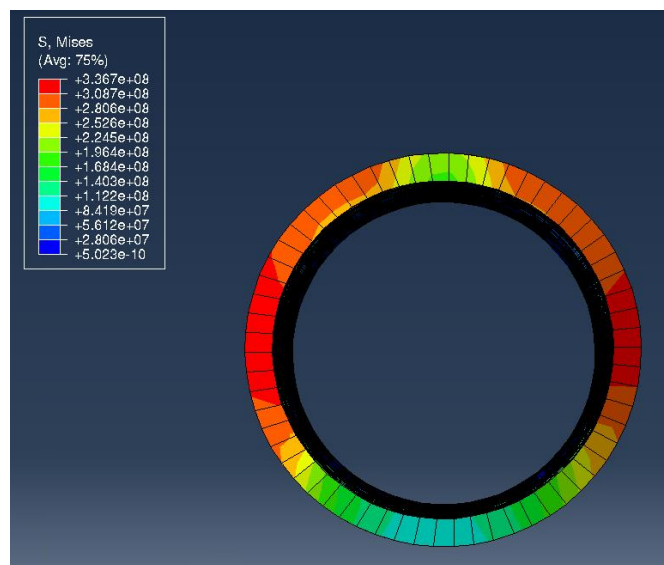


Рис. 5. Действующие напряжения труб ГЦТ (пластическая стадия)

Максимальные действующие напряжения составляют 337 МПа и не превышают предельные значения. Дополнительные касательные напряжения, вызванные отказом бурта, также не приводят к достижению предела прочности в ГЦТ и корпусе реактора. Образование несплошностей не происходит, третий физический барьер безопасности сохраняет целостность, угрозы ядерной безопасности нет. Участие систем безопасности не требуется.

Заключение

В настоящей работе представлен ряд результатов оценки целостности третьего физического барьера безопасности при падении верхнего блока с максимальной высоты при планово-предупредительном ремонте. Результаты расчетов показали [2]:

1. В рамках анализа в упругой постановке целостность трубопроводов ГЦТ нарушается, что приводит к исходному событию, приводящему к уменьшению расхода теплоносителя в первом контуре. Однако работа систем безопасности позволяет компенсировать течь и требует вмешательства эксплуатационного персонала.
2. В рамках реалистичного (упругопластического) расчета показано, что металл корпуса и ГЦТ сохраняет целостность. Образование несплошностей не происходит, металл третьего физического барьера безопасности сохраняет целостность, угрозы ядерной безопасности нет. Участие персонала и систем безопасности не требуется.

С целью снижения риска возникновения рассмотренного события рекомендуется поддерживать высокий уровень культуры безопасности, строго соблюдать требования безопасности и контроля работоспособности элементов полярного крана.

Список литературы

1. Горюнов О.В., Ермакович Ю.Л. и др. Методология анализа внутренних воздействий на безопасность АЭС. Электрические станции, №5, 2021 с. 9–16
2. Горюнов О.В., Мозжухин А.С., Вернер А.А. Оценка последствий падения верхнего блока на реактор // Журнал НГТУ им. Алексеева, № 2, 2023, с.15–28.
3. Андрушечко С.А., Афров А.М. и др. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, М.: Логос, 2010, 604 с.
4. Котов Ю.В., Кротов В.В., Филиппов Г.А. Оборудование атомных электростанций, М.: Машиностроение, 192. – 376 с.
5. ОТТ 1.5.2.01.999.0157-2013 «Опорные конструкции элементов атомной станции с водо-водяным энергетическими реакторами»
6. ПНАЭ Г-7-002-86 «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок»
7. НП 006 16 «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реакторами типа ВВЭР»