

## КОМПЛЕКСНЫЙ РАСЧЕТ ПЕРСПЕКТИВНОГО РАСТВОРНОГО ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА

**Н. В. Лопухов, С. А. Картанов, С. А. Кораблев, А. А. Пикулев,  
К. Г. Плужян, Д. Н. Ткаченко**

ФГУП «РЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, д. 37

Статья поступила в редакцию 08.07.2022, после доработки – 15.07.2022, принята к публикации – 20.09.2022

В работе представлены результаты комплексного расчетного исследования перспективного импульсного ядерного реактора (ИЯР), который является продолжением развития растворных реакторов серии ВИР (ФГУП «РЯЦ-ВНИИЭФ»). Для расчетного определения параметров импульса и нагрузок на корпус реактора разработана математическая модель динамики топливного раствора, которая позволяет учитывать радиальное смещение раствора, связанное с неоднородным распределением энерговыделения по объему активной зоны и с изменением поперечного сечения корпуса по высоте.

Проведен комплекс расчетов напряженно-деформированного состояния корпуса реактора с целью повышения его прочностных характеристик. Расчеты проводились для двух режимов работы: импульсного (динамические нагрузки) и длительного статического (термомеханические нагрузки). Определены предельно допустимые параметры работы реактора в данных режимах.

**Ключевые слова:** комплексное расчетное исследование, активная зона, перспективный ядерный реактор, математическая модель, динамика топливного раствора, энерговыделение, корпус реактора, оптимизационные расчеты, прочностные характеристики, импульсный режим, длительный статический режим, топливный раствор, напряженно-деформированное состояние.

**Complex calculation of a challenging pulsed solution-type reactor. S. A. Lopukhov, S. A. Kartanov, S. A. Korablev, A. A. Pikulev, K. G. Pluzyan, D. N. Tkachenko** (FSUE «RFNC-VNIIEF», 607188, Sarov, Nizhny Novgorod region, Mira ave., 37). In the paper there are presented the results of complex calculation research of the challenging pulsed nuclear reactor (PNR) that is a continuation of the VIR-series solution-type reactors development (FSUE «RFNC-VNIIEF»). To determine parameters of pulse and reactor vessel loads by calculation there was developed a mathematical model of fuel solution dynamics that makes it possible to take into account radial displacement of solution related to inhomogeneous distribution of energy release by the core volume and to the variation of vessel cross-section by height.

There was undertaken the complex of calculations of the reactor vessel stress-deformed state in order to increase its strength properties. The calculations were performed for two operation modes: 1) pulsed mode (dynamic loads) and 2) long-time static operation mode (thermomechanical loads). The maximum possible parameters of reactor operation in these modes are determined.

**Key words:** complex calculation research, core, challenging nuclear reactor, mathematical model, fuel solution dynamics, energy release, reactor vessel, optimization calculations, strength properties, pulsed mode, long-time static operation mode, fuel solution, stress-deformed state.

DOI 10.53403/02054671\_2022\_3\_05

## Введение

Реактор ВИР-2М является одной из наиболее востребованных ядерно-физических установок ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» (г. Саров) и очень интенсивно используется для проведения различных облучательных экспериментов и испытаний [1], [2]. ВИР-2М – импульсный реактор с растворной активной зоной (АЗ), в котором в качестве топлива используется раствор высокообогащенного урана в воде. Топливный раствор (ТР) залит в прочный цилиндрический герметичный корпус из нержавеющей стали 12Х18Н10Т. В днище корпуса выполнен полусферический канал с внутренним диаметром 300 мм. К крышке корпуса приварены центральный канал с внутренним диаметром 142 мм и шесть каналов для размещения стержней управления (поглощающие стержни из гидрида лития), расположенных равномерно по окружности диаметром 360 мм.

Управление реактором осуществляется с помощью 6 стержней управления реак-

тивностью, размещенных в цилиндрических каналах корпуса. Два регулирующих стержня, снабженные электромагнитами аварийного сброса, могут независимо перемещаться только электромеханическими приводами. Две пары импульсных стержней перемещаются (попарно) с помощью универсальных приводов, позволяющих использовать стержни управления реактивностью или как регулирующие, или как импульсные.

При быстром извлечении поглощающих стержней из АЗ в растворе начинается цепная реакция деления ядер урана. На треках осколков деления ядер появляются микропузырьки газа (смесь водорода, кислорода и пара). В результате выделения энергии повышается давление в растворе (за счет теплового расширения ТР и выделения радиолитических пузырьков) и начинается его движение вверх, в сторону крышки корпуса. На рис. 1 представлена конструктивная схема корпуса АЗ реактора ВИР-2М.

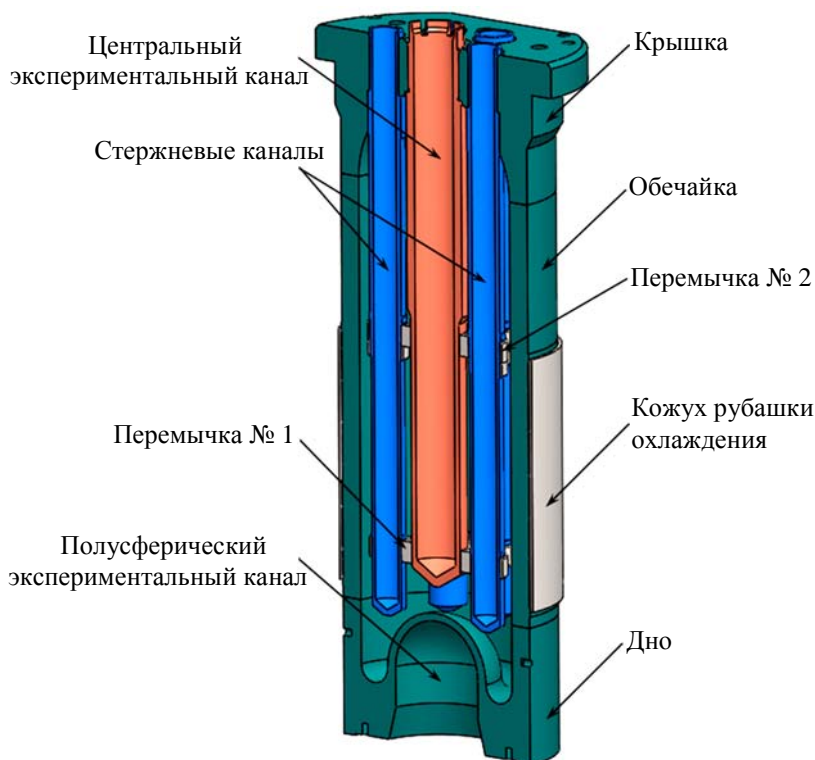


Рис. 1. Конструктивная схема корпуса АЗ реактора ВИР-2М

С целью повышения облучательных параметров и эксплуатационных характеристик действующего реактора ВИР-2М в настоящее время ведутся работы по его модернизации. Модернизированный ИЯР ВИР-2М (далее – ИЯР ВИР-3) по сравнению с ВИР-2М будет иметь больший объем активной зоны, увеличенные размеры корпуса и облучательных каналов и большее количество органов регулирования реактивности – 8 шт. (вместо 6 шт.) [3].

Корпус АЗ ИЯР ВИР-3 представляет собой толстостенный цилиндрический сосуд, главной особенностью которого является сквозной центральный канал (СЦК) с максимальным диаметром 40 см и 8 стержневых каналов (СК), предназначенных для размещения поглощающих стержней.

Для фиксации положения СК (чтобы исключить их искривления и колебания при генерации импульса делений) в кон-

струкциях предусмотрены четыре позиционирующие рассекающие решетки (ПРР), которые жестко связывают все СК. С точки зрения гидродинамики, ПРР оказывают локальные гидродинамические сопротивления, которые приводят к торможению ТР при его разлете и существенно снижают амплитуду ударного давления на крышку корпуса.

На рис. 2 представлена конструктивная схема корпуса АЗ ВИР-3.

Разработка ВИР-3 предполагает проведение работ по расчетному исследованию напряженно-деформированного состояния (НДС) корпуса АЗ реактора. Современные методы численного моделирования поведения механических систем в условиях динамического (импульсного) и статического воздействия позволяют детально исследовать НДС ответственных узлов ядерно-опасных установок на ЭВМ.

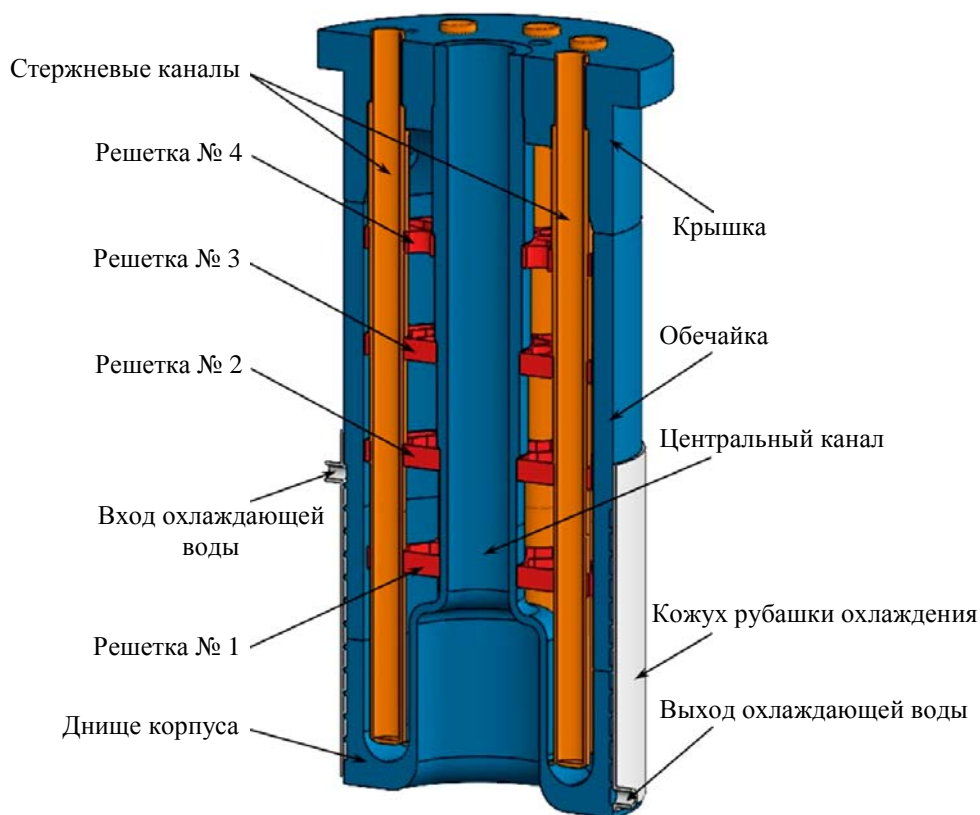


Рис. 2. Конструктивная схема корпуса АЗ перспективного импульсного ядерного реактора

В настоящей работе представлены результаты комплексного расчета реактора ВИР-3, который включает в себя расчет динамики реактора с помощью специально разработанной программы и проведение расчетов НДС корпуса АЗ с применением зависимостей давлений от времени, полученных из расчета динамики реактора.

## **1. Модель динамики растворных реакторов**

До недавнего времени для расчетов параметров импульса растворных ИЯР (энерговыведение, длительность импульса, динамические нагрузки на корпус АЗ) во ВНИИЭФ использовалась одномерная модель растворных реакторов В. Ф. Колесова и А. Н. Сизова, представленная в работе [4].

В 2020 году доработана одномерная модель динамики растворных реакторов [4] и реализована в программе BUPUS [5], которая была использована для расчетов параметров импульса ИЯР ВИР-2 и ВИР-2М. В данной численной модели уточнены аналитические зависимости для давления паров воды на линии насыщения и для коэффициента поверхностного натяжения, дополнительно учтено гидравлическое сопротивление двух решеток, предназначенных для фиксации положения стержневых каналов относительно центрального экспериментального канала. Кроме этого, имеется возможность исследования влияния числа разбиения ТР по высоте на сходимость численной модели.

Необходимо отметить, что в основе одномерной модели динамики растворных реакторов лежит подход, согласно которому реальная геометрия АЗ заменяется эквивалентным цилиндром. В такой постановке процесс разлета ТР рассматривается как одномерное движение жидкости вдоль

оси цилиндра. Применимость одномерной модели к реакторам серии ВИР объясняется близостью конструкции их корпусов к цилиндрической форме, особенно в верхней части, где происходит разлет ТР. Однако одномерная модель имеет и существенные недостатки, один из которых связан с выбором высоты и площади сечения эквивалентного цилиндра. Эти параметры можно считать в некотором роде «подгончными», так как их выбор строго не определен. Вторым недостатком одномерной модели является невозможность адекватно учесть изменение геометрии корпуса по высоте, особенно, если это изменение достаточно ярко выражено (например, как у реактора ИГРИК-2).

Для устранения данных недостатков в 2021 году во ВНИИЭФ была разработана модель динамики растворных реакторов, позволяющая учесть его радиальное смещение, связанное с неоднородным распределением энерговыведения по объему АЗ и с изменением поперечного сечения корпуса по высоте. Разработанная модель была реализована в программе BUPUS (версия 2) (свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2021616349) и верифицирована по результатам эксплуатации реакторов ВИР-2, ВИР-2М и физического пуска ИЯР ИГРИК-2.

## **2. Нейтронно-физические характеристики и параметры импульса ИЯР ВИР-3**

Были рассмотрены 4 варианта состава и рабочего объема ТР ИЯР ВИР-3. Нейтронно-физические характеристики и основные параметры импульса ИЯР ВИР-3 в зависимости от концентрации и объема ТР представлены в табл. 1 и 2.

Таблица 1

*Нейтронно-физические характеристики ИЯР ВИР-3*

№ варианта	Концентрация урана, г/л	Объем ТР, л	Доля запаздывающих нейтронов $\beta \cdot 10^3$	Время жизни мгновенных нейтронов $\tau$ , мкс	Коэффициент размножения в импульсном режиме $K_{эф}$
1	56	160,2	7,28	38,16	1,0413
2	56	161,7	7,28	38,18	1,0447
3	52	169,5	7,28	40,3	1,0383
4	60	151	7,31	36,3	1,0434

Таблица 2

*Основные параметры импульса ИЯР ВИР-3*

№ варианта	Ширина импульса, мс	Мощность, ГВт	Энерговыделение, МДж	Давление на дно, бар	Реактивность, доли бета
1	3,49	31	121	129	5,45
2	3,15	39	137	195	5,88
3	4,09	27	120	94	5,07
4	3,09	35	120	162	5,69

**3. Прочностной расчет**

Отраслевые нормы для корпуса ИЯР с растворной АЗ устанавливают коэффициент запаса прочности (по пределу текучести) не менее 2. Для нержавеющей стали 12Х18Н10Т ГОСТ 7350-77, из которой предполагается изготовить корпус АЗ ВИР-3, при температуре 20 °С минимальные значения  $\sigma_{0,2}$  и  $\sigma_b$  составляют:

$$- \sigma_{0,2} = 235 \text{ МПа};$$

$$- \sigma_b = 530 \text{ МПа}.$$

Таким образом, для обеспечения данного требования правил необходимо, чтобы максимальные напряжения в корпусе не превосходили 117,5 МПа.

При проведении прочностных расчетов было рассмотрено пять различных вариантов корпуса, отличающихся конструкцией днища и нижней части СЦК, а также три варианта конструкции ПРР. Как показали результаты проведенных расчетов, обеспечить требуемый правилами запас прочности без снижения энерговыделения в импульсе ниже 120 МДж или без чрезмерного утолщения стенок корпуса в области дни-

ща и стенок СК и СЦК в верхней части для концентраций урана в ТР 56 и 60 г/л (варианты 1, 2 и 4 в табл. 1, 2) не представляется возможным.

В результате комплекса оптимизационных расчетов для варианта 3 состава и объема ТР (табл. 1, 2) предложена геометрия корпуса, для которой все необходимые условия прочности удовлетворяются как при работе реактора в импульсном режиме, так и при работе реактора на мощности 20 кВт в длительном статическом режиме. На рис. 3 представлен разрез измененной конструкции корпуса АЗ ВИР-3.

Из рис. 3 видно, что внешний диаметр СЦК выше ПРР № 2 (счет ПРР ведется снизу вверх) увеличен с 250 до 300 мм (внутренний диаметр верхней части СЦК составляет 200 мм); кроме того, усилено место сужения СЦК.

СК сделаны ступенчатыми так, что внешний диаметр СК снизу до ПРР № 2 составляет 106 мм, от ПРР № 2 до ПРР № 3 – 125 мм, от ПРР № 3 до ПРР № 4 – 130 мм, а выше ПРР № 4 – 135 мм. Внутренний диаметр СК составляет 85 мм.

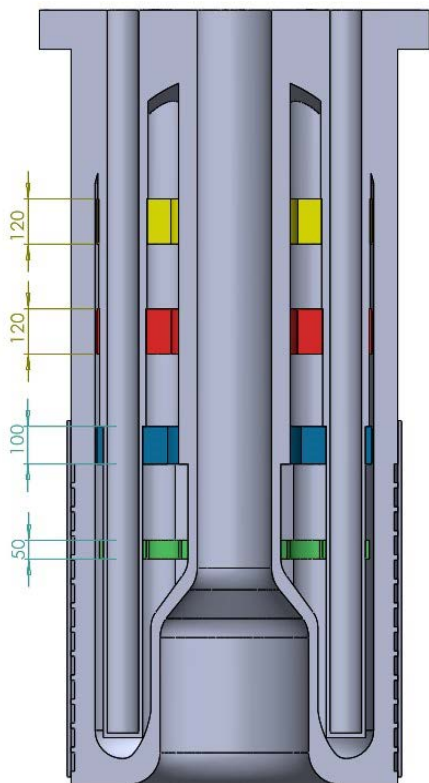


Рис. 3. Конструктивная схема оптимизированного корпуса АЗ ВВР-3

Толщина ПРР № 1 равна 50 мм, ПРР № 2 – 100 мм, а ПРР № 3 и № 4 – 120 мм. Коэффициенты гидродинамического сопротивления решеток составляют: ПРР №1 – 0,43; ПРР № 2 – 0,65; ПРР № 3 – 0,7; ПРР № 4 – 1,2. Конструкция ПРР представлена на рис. 4.

#### 4. Результаты расчетов НДС корпуса АЗ ИЯР ВВР-3 при работе реактора в импульсном режиме

Ниже представлены основные результаты расчетов для импульса ИЯР ВВР-3 с энерговыделением 120 МДж. Концентрация урана в ТР составляет 52 г/л, объем ТР – 169,5 л, длительность импульса на полувысоте – 4,09 мс.

Нагрузки, действующие на элементы корпуса АЗ, получены с помощью разработанной модели динамики растворных реакторов, реализованной в программе BUPUS (версия 2).

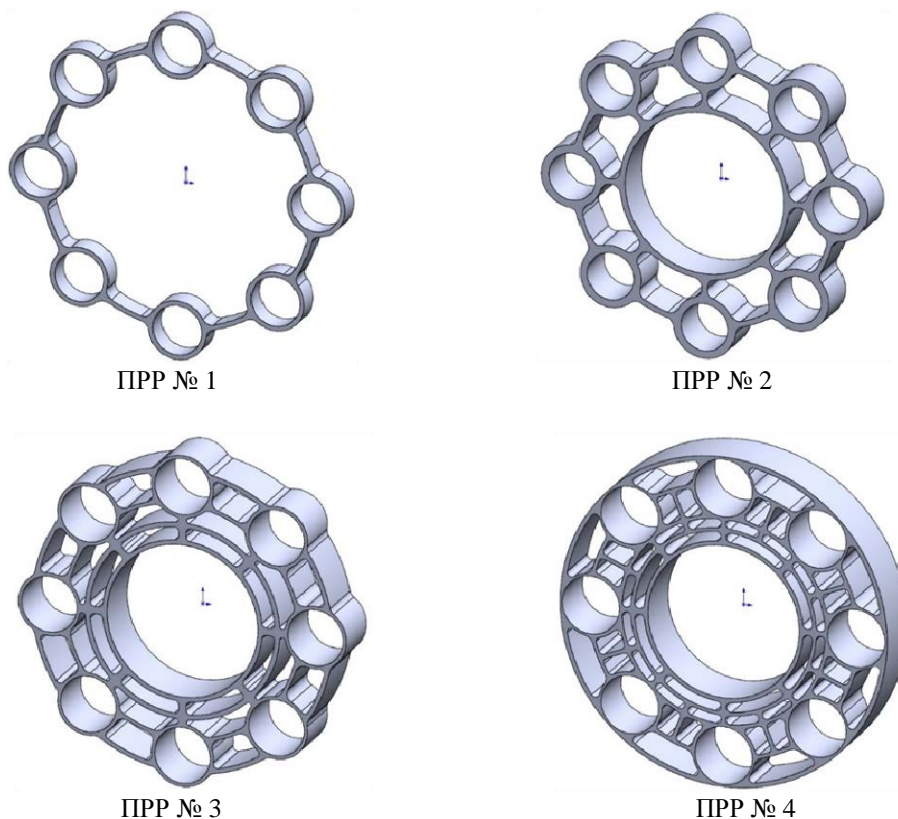


Рис. 4. Конструкция измененных ПРР



## 5. Исследование инерционного воздействия ТР на нижнюю часть корпуса АЗ

Зависимость давления на дно корпуса АЗ ИЯР ВИР-3 от времени представлена на рис. 5.

На рис. 6 показаны распределения эквивалентных напряжений в корпусе АЗ.

Динамические расчеты показали, что при генерации импульса делений напряжения, возникающие в дне корпуса АЗ, не превышают 50 МПа, т. е. запас прочности нижней части корпуса по пределу текучести составляет не менее 4,7.

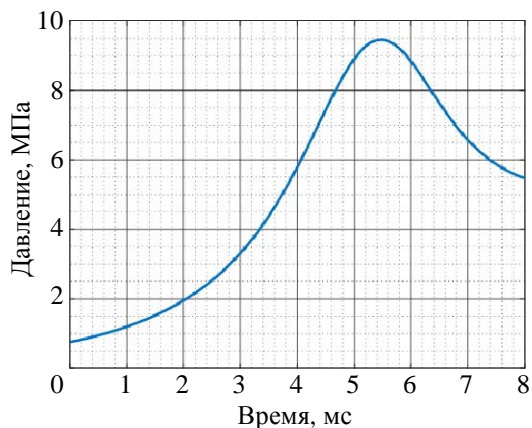


Рис. 5. Зависимость давления на дно корпуса от времени

## 6. Исследование воздействия ТР на ПРР

Зависимости давлений на ПРР ИЯР ВИР-3 от времени представлены на рис. 7.

Расчетное исследование НДС ПРР показало, что при генерации импульса делений максимальные напряжения реализуются на стержневых каналах в местах крепления ПРР. Данные напряжения возникают вследствие изгиба решетки от центра к периферии при ударе ТР. Изгибаясь, решетки передают усилия на стержневые каналы. Кроме того, в самих ПРР имеются локальные области высоких напряжений.

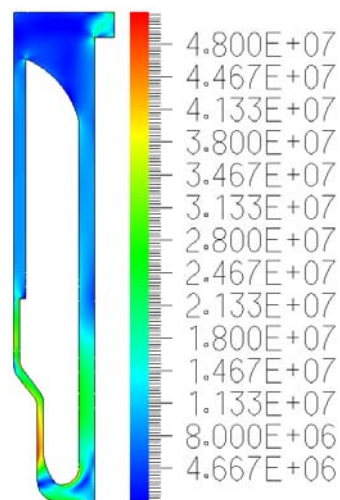


Рис. 6. Распределение эквивалентных напряжений в корпусе АЗ (Па)

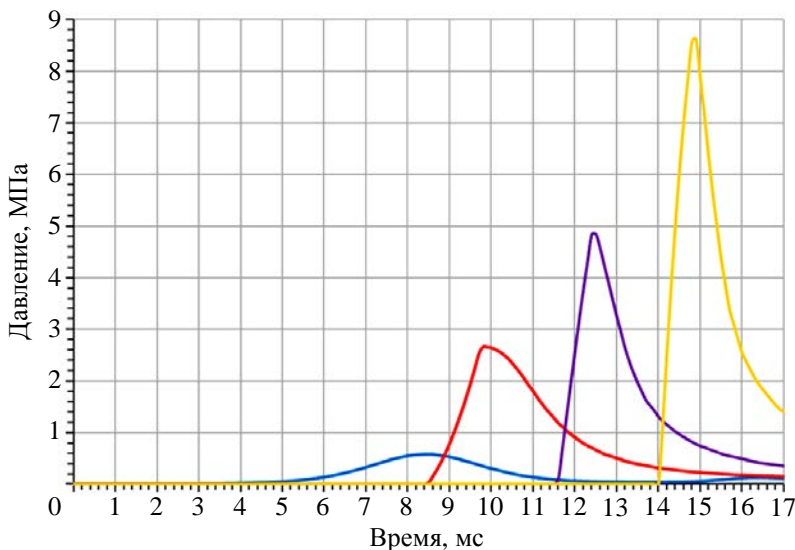


Рис. 7. Зависимости давлений на ПРР: — № 1, — № 2, — № 3, — № 4

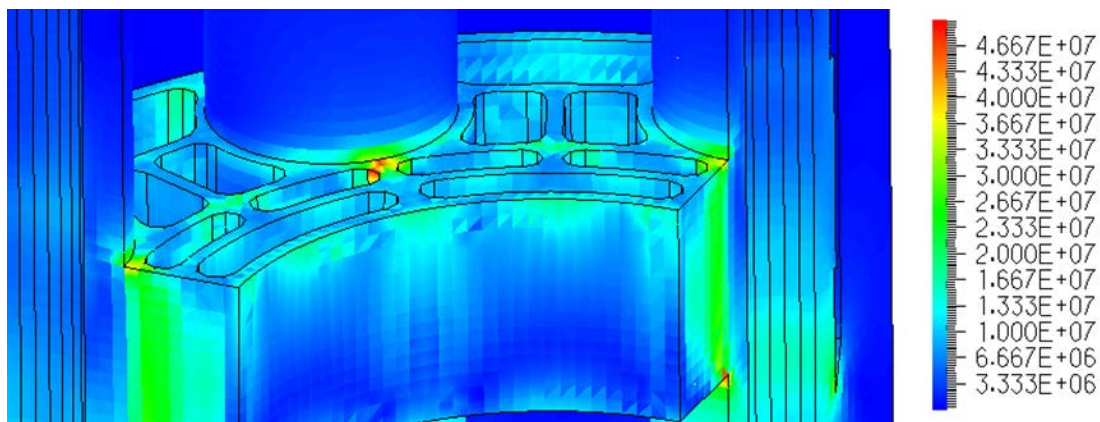


Рис. 8. Распределение эквивалентных напряжений в ПРР № 4 (Па)

Таблица 3

*Результаты расчетов НДС ПРР ИЯР ВИР-3*

№ решетки	Напряжения в решетках, МПа	Коэффициент запаса по пределу текучести	Напряжения в СК, МПа	Коэффициент запаса по пределу текучести
1	< 1	> 100	< 1	> 100
2	7	33	12	19
3	26	9	28	8
4	34	6	41	5

На рис. 8 показано распределение эквивалентных напряжений в самой нагруженной решетке – ПРР № 4 (верхняя ПРР).

Результаты расчетов НДС ПРР и СК в местах крепления ПРР представлены в табл. 3.

Результаты расчетов показывают, что при генерации импульса делений (с энерговыделением 120 МДж) напряжения, возникающие в ПРР и СК (в местах крепления ПРР), не превышают 41 МПа. Коэффициент запаса прочности по пределу текучести превышает 5, что с большим запасом удовлетворяет требованиям правил (не менее 2).

**7. Исследование воздействия ТР на верхнюю часть корпуса АЗ**

Зависимость давления на крышку корпуса АЗ ИЯР ВИР-3 от времени, представлена на рис. 9.

Расчетное исследование НДС корпуса АЗ ИЯР ВИР-3 при ударе ТР о крышку

корпуса (обжатие СЦК и СК) показало, что напряжения находятся в упругой области. Распределение эквивалентных напряжений в СЦК и СК (в момент удара ТР о крышку корпуса) показано на рис. 10.

Зависимости максимальных напряжений от времени показаны на рис. 11.

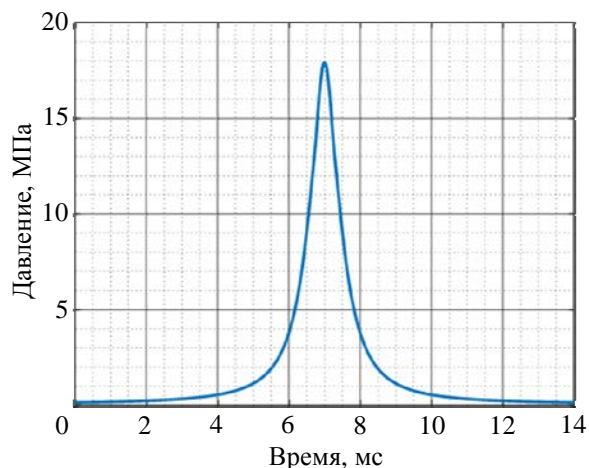


Рис. 9. Зависимость давления на крышку корпуса от времени



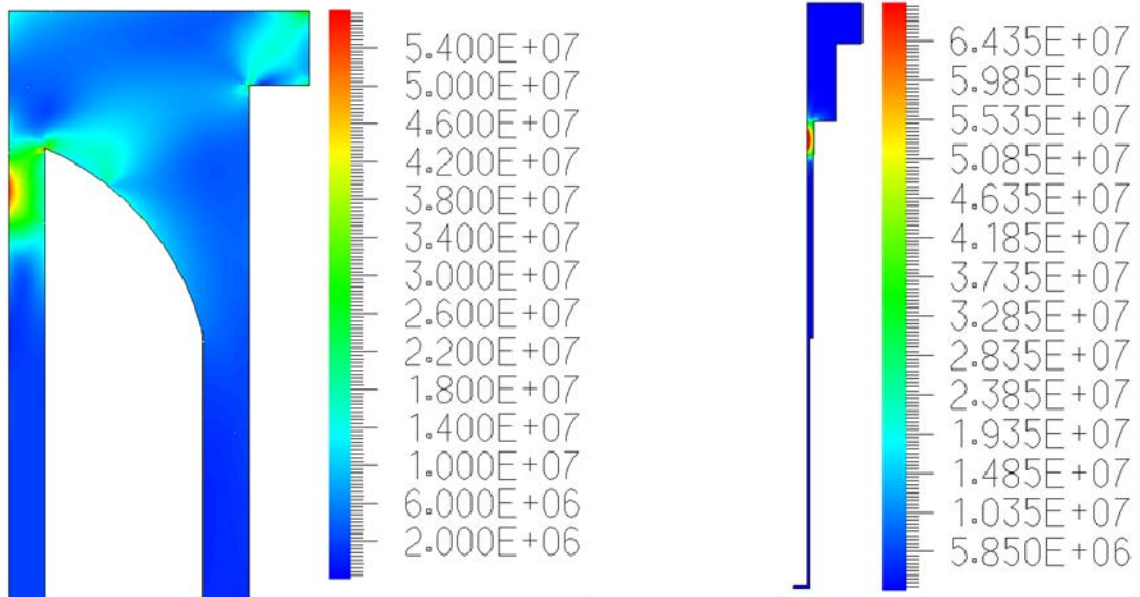


Рис. 10. Распределение эквивалентных напряжений в СЦК (слева) и СК (справа) (Па)

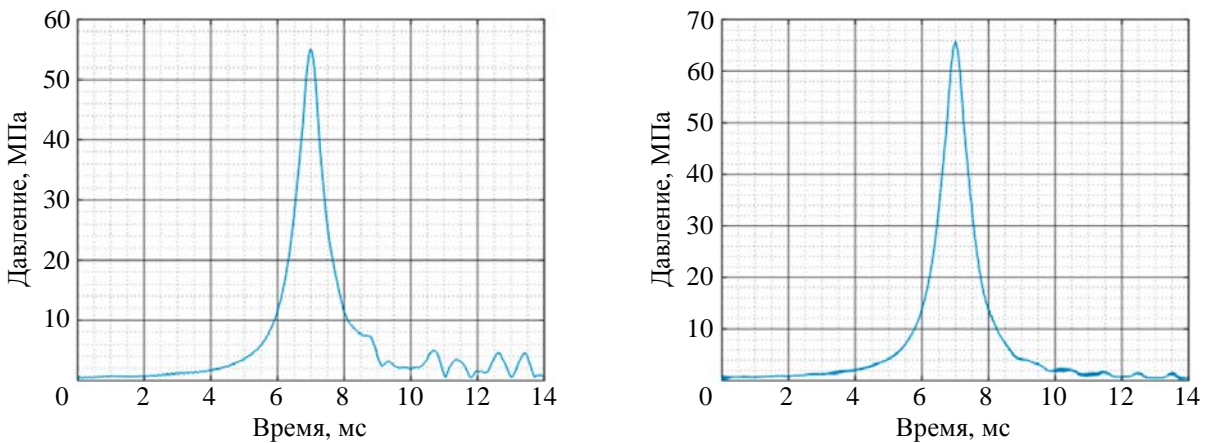


Рис. 11. Зависимость напряжений от времени в СЦК (слева) и СК (справа)

Результаты расчетов НДС СЦК и СК представлены в табл. 4.

Таблица 4

*Результаты расчетов НДС СЦК и СК*

Канал	Максимальные напряжения, МПа	Коэффициент запаса прочности по пределу текучести
СЦК	55	4,2
СК	66	3,5

Из табл. 4 видно, что при генерации импульса делений напряжения, возникающие в СЦК и СК, не превышают 66 МПа,

т. е. запас прочности нижней части корпуса по пределу текучести составляет не менее 3,5.

### 8. Исследование НДС корпуса АЗ при работе реактора в длительном статическом режиме

Для обеспечения мощности работы ИЯР ВИР-3 в длительном (более 10 часов) статическом режиме на уровне 20 кВт предусмотрена система охлаждения корпуса. Теплоноситель (вода) 1-го контура си-

стемы охлаждения прокачивается через рубашку охлаждения, в результате чего температура внешней поверхности корпуса АЗ составляет не более 15 °С. При работе в статическом режиме СЦК, СК и внутренняя поверхность корпуса значительно нагреваются (до 100 °С), что приводит к возникновению термомеханических напряжений. Поскольку СЦК «зажат» между крышкой и дном корпуса, наиболее «опасными» местами, где термомеханические напряжения максимальны, являются места перегиба СЦК и место присоединения СЦК к дну корпуса.

Для определения НДС корпуса АЗ при работе ИЯР ВИР-3 в длительном статическом режиме проведены термомеханические расчеты. Фиксированные температуры приложены к внутренним поверхностям корпуса АЗ реактора, в области топливного раствора – 100 °С, в области буферного газа – от 20 до 80 °С с шагом 20 °С. Температура внешней поверхности корпуса в области рубашки охлаждения принята равной 20 °С. На внешних поверхностях СЦК задано условие конвективного теплообмена с окружающей средой, зависимость коэффициента конвективной теплоотдачи от температуры принята согласно табл. 5 [6].

Таблица 5

*Коэффициент конвективной теплоотдачи*

Температура, °С	Коэффициент теплоотдачи, Вт/(м <sup>2</sup> ·°С)
0	1,24
10	2,67
100	5,76
200	7,25

На рис. 12 представлены результаты расчетов НДС корпуса, температура внутренних поверхностей корпуса АЗ в области буферного газа составляет 20 °С.

Высокие напряжения ( $\approx 220\text{--}230$  МПа) на внутренней поверхности обечайки корпуса связаны с тем, что обечайка с внешней стороны охлаждается холодным теп-

лоносителем первого контура системы охлаждения, а с внутренней стороны нагревается горячим ТР. Поскольку обечайка имеет большую толщину (65 мм), она практически не деформируется под действием термомеханических напряжений. В связи с этим высокие значения напряжений в обечайке корпуса АЗ не являются опасными, поскольку они не приводят к возникновению пластических деформаций.

Правила ПНАЭ Г-7-002-86 [7] устанавливают следующие коэффициенты запаса для установок с исследовательскими и опытными реакторами с температурой теплоносителя не выше 600 °С при проверочном расчете на длительную статическую прочность:

- коэффициент запаса прочности по временному сопротивлению – не менее 2,6;
- коэффициент запаса прочности по пределу текучести – не менее 1,5.

Исходя из коэффициентов запаса прочности, требуемых ПНАЭ Г-7-002-86, напряжения в корпусе АЗ не должны превышать следующих значений:

- 203 МПа – для обеспечения запаса прочности 2,6 по временному сопротивлению;
- 156 МПа – для обеспечения запаса прочности 1,5 по пределу текучести.

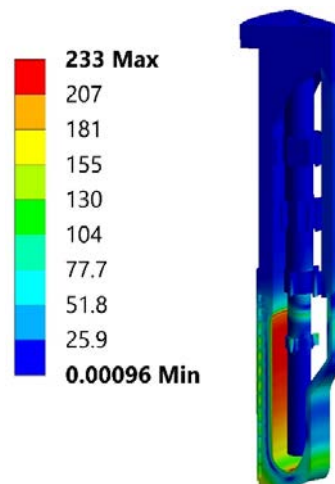


Рис. 12. Распределение эквивалентных напряжений (МПа)

Отсюда следует, что для стали 12X18H10T основным требованием является обеспечение запаса прочности по пределу текучести; коэффициент запаса прочности 1,5 обеспечивается, если максимальные напряжения не превосходят 156 МПа.

Результаты термомеханических расчетов корпуса АЗ ВИР-3 представлены в табл. 6.

Таблица 6

*Результаты термомеханических расчетов корпуса АЗ*

Температура поверхности в области буферного газа, °С	Максимальные эквивалентные напряжения, МПа	Запас прочности по пределу текучести
20	123	1,9
40	127	1,9
60	131	1,8
80	136	1,7

Из табл. 6 видно, что минимальный запас прочности (в самом консервативном случае) составляет 1,7, что удовлетворяет требованиям правил ПНАЭ Г-7-002-86.

### Заключение

В работе представлены результаты комплексного расчетного исследования параметров перспективного растворного ИЯР ВИР-3, который является продолжением развития растворных реакторов серии ВИР (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»).

Для расчетов параметров импульса и нагрузок, действующих на корпус реактора, разработана математическая модель динамики реактора, которая позволяет учитывать радиальное смещение раствора, связанное с неоднородным распределением энерговыделения по объему активной зоны и с изменением поперечного сечения корпуса по высоте.

Проведены расчеты НДС корпуса АЗ ИЯР ВИР-3 при работе реактора в импуль-

сном и длительном статическом режимах, которые показали следующее:

1) при генерации импульса делений максимальные напряжения возникают в местах перегиба СЦК, в месте крепления СЦК к днищу корпуса, в верхней части СК и СЦК и в местах крепления ПРР к СК;

2) запас прочности корпуса АЗ при работе реактора в импульсном режиме по пределу текучести составляет не менее 3,5;

3) при работе в длительном статическом режиме максимальные напряжения возникают в местах перегиба СЦК и в месте крепления СЦК к днищу корпуса;

4) запас прочности корпуса при работе реактора в длительном статическом режиме по пределу текучести составляет не менее 1,7, что удовлетворяет требованиям правил ПНАЭ Г-7-002-86.

Предложенный вариант конструкции корпуса АЗ ИЯР ВИР-3 удовлетворяет всем необходимым условиям прочности как при работе реактора в импульсном режиме, так и при работе реактора на мощности 20 кВт в длительном статическом режиме.

### Список литературы

1. Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Воронцов С. В., Смирнов И. Г., Воинов М. А., Девяткин А. А., Кошелев А. С., Нарожный А. Т., Никитин И. А., Хоружий В. Х. Критические стенды и импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ // 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: В 2-х выпусках. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011. Вып. 1. С. 136–164.

2. Воинов А. М., Колесов В. Ф., Матвеевко А. С. и др. Водный импульсный реактор ВИР-2М и его предшественники // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 1990. № 3, с. 3–15.

3. Авдеев А. Д., Богомолова Л. С., Волгутов В. Ю., Глухов Л. Ю., Гречушкин В. Б., Девяткин А. А., Дягель А. Р., Жогова К. Б., Кубасов А. А., Москвин Н. И.,

Пикулев А. А., Плужян К. Г., Сизов А. Н., Табаков С. О., Турутин С. Л., Хоружий В. Х., Шлячков Н. А., Шуркаев А. В., Юнин Д. А. Перспективный растворный импульсный реактор: нейтронно-физические характеристики и облучательные параметры // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2021, № 4, с. 56–64.

4. Сизов А. Н., Колесов В. Ф. Динамика гомогенных водных импульсных реакторов // ВАНТ. Серия: Импульсные реакторы. 1973. Вып. 2. С. 55–59.

5. Демьянов С. А., Картанов С. А., Колесов В. Ф., Кораблев С. А., Лопухов Н. В., Пикулев А. А., Плужян К. Г., Сизов А. Н. Комплексный расчет растворного импульсного ядерного реактора ВИР-2М // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2020, № 4, с. 44–67.

6. Кириллов П. Л., Юрьев Ю. С., Бобков В. П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – Москва: Энергоатомиздат, 1990. 360 с.

7. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86) / Госатомэнергонадзор СССР (Правила и нормы атомной энергетики). – Москва: Энергоатомиздат, 1989. 525 с.

Контактная информация –

Лопухов Николай Владимирович,  
младший научный сотрудник,  
РФЯЦ-ВНИИЭФ,  
e-mail: otd4@expd.vniief.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2022, вып. 4, с. 5–16.