

КОМПЛЕКСНЫЙ РАСЧЕТ ПЕРСПЕКТИВНОГО РАСТВОРНОГО ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА

*Лопухов Николай Владимирович (otd4@expd.vniief.ru), Картанов Сергей Александрович,
Кораблёв Сергей Алексеевич, Пикулев Алексей Александрович, Плужян Карлен Гагикович,
Ткаченко Дмитрий Николаевич*

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», г. Саров Нижегородской обл.

В работе представлены результаты комплексного расчетного исследования перспективного импульсного ядерного реактора (ИЯР), который является продолжением развития растворных реакторов серии ВИР (ФГУП «РФЯЦ-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: 1) импульсный режим (динамические нагрузки) и 2) длительный статический режим (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.

COMPREHENSIVE CALCULATION OF A PROMISING SOLUTION-TYPE REACTOR

*Lopukhov Nikolay Vladimirovich (otd4@expd.vniief.ru), Kartanov Sergey Aleksandrovich,
Korablev Sergey Alekseyevich, Pikulev Alexey Aleksandrovich, Pluzyan Karlen Gagikovich,
Tkachenko Dmitry Nikolaevich*

FSUE «RFNC-VNIIEF», Sarov Nizhny Novgorod region

In the current paper there are presented the results of comprehensive calculation research of a promising pulsed nuclear reactor (PNR) that represents extension of water pulsed reactor (WPR) progress. For estimated characterization of pulse and loads on reactor vessel there is 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 over the core volume and to the change of the vessel cross-section by height.

There was performed a complex of calculations of the reactor vessel stress-deformed state in order to increase its strength characteristics. The calculations were performed for two operation modes: 1) pulsed mode (dynamic loads) and 2) long-term static mode (thermomechanical loads). Maximum acceptable parameters of reactor operation under these modes are determined.

Keywords: comprehensive calculation research, core, promising nuclear reactor, mathematical model, fuel solution dynamics, energy release, reactor vessel, optimization calculations, strength properties, pulse mode, long-term static mode, fuel solution, stress-deformed state.

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 водный раствор уранилсульфата. 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 приварен 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 реактивностью, размещенных в цилиндрических каналах корпуса. Два регулирующих стержня, снабженные электромагнитами аварийного сброса, могут независимо перемещаться только электромеханическими приводами. Два пары импульсных стержней перемещаются (парно) 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 АЗ (за счет теплового расширения ТР и выделения радиолитических пузырьков) и начинается его движение ТР вверх, в сторону крышки корпуса.

На рис. 1 представлена конструктивная схема корпуса АЗ реактора ВИР-2М.

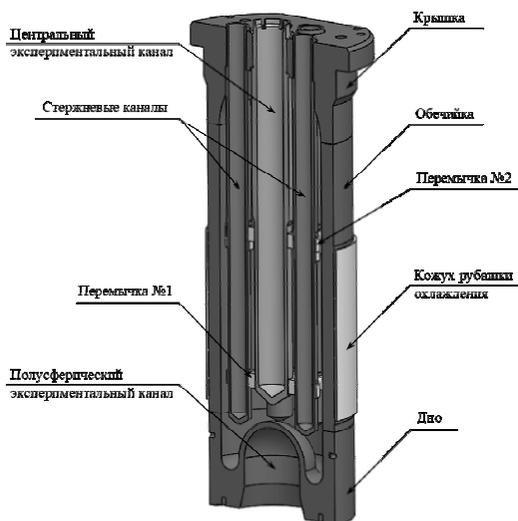


Рис. 1. Конструктивная схема корпуса АЗ реактора ВИР-2М

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 ИЯР ВИР-2М будет иметь больший объем АЗ, 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 конструкции 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 ИЯР ВИР-3.

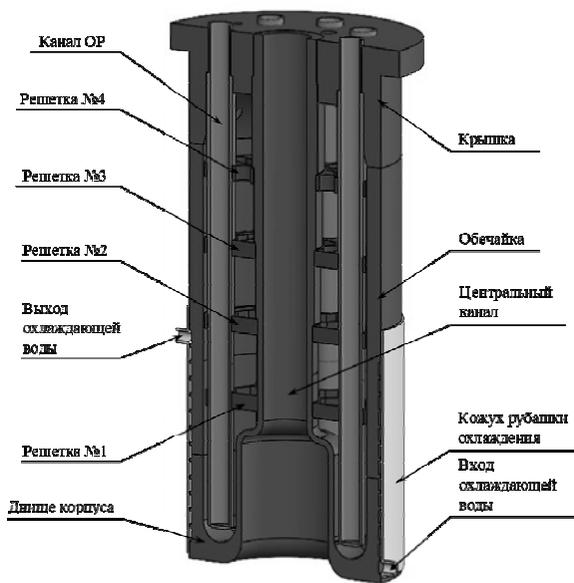


Рис. 2. Конструктивная схема корпуса АЗ перспективного ИЯР ВИР-3

Разработка ИЯР 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.

В настоящей работе представлены результаты комплексного расчета реактора ИЯР ВИР-3, который включает в себя расчет динамики реактора с помо-

щью специально разработанной программы и проведение расчетов НДС корпуса АЗ с применением зависимостей давлений от времени, полученных из расчета динамики реактора.

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 одномерная модель динамики растворных реакторов [4] была доработана и реализована в программе BUPUS [5], которая была использована для расчетов параметров импульса ИЯР ВИР-2 и ИЯР 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 се-

рии 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 «подгоночными», 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 ИЯР ВИР-2, ИЯР ВИР-2М и физического пуска ИЯР ИГРИК-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 τ , 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	Энерговыведение, МДж	Давление на дно, бар	Реактивность, в долях бета
1	3,49	31	121	129	5,45
2	3,15	39	137	195	5,88
3	3,96	27	120	94	5,07
4	3,09	35	120	162	5,69

Геометрия корпуса, удовлетворяющая условиям прочности

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 днища 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 и 2) не представляется возможным.

В результате комплекса оптимизационных расчетов для варианта 3 состава и объема ТР (табл. 1 и 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 ИЯР 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.

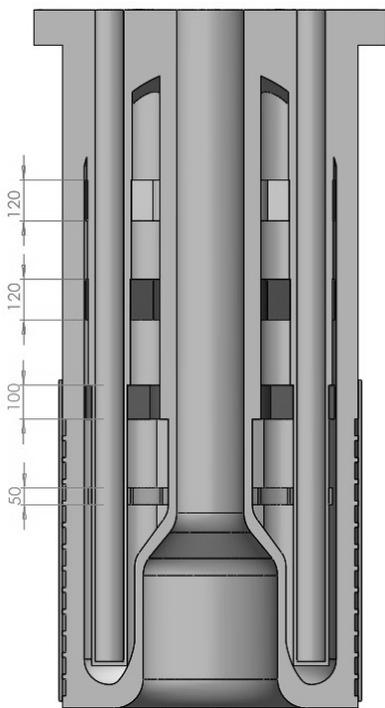


Рис. 3. Конструктивная схема оптимизированного корпуса АЗ ИЯР ВИР-3

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.

Результаты расчетов НДС оптимизированного корпуса АЗ ИЯР ВИР-3 при работе реактора в импульсном режиме

Ниже представлены основные результаты расчетов для импульса ИЯР ВИР-3 с энерговыделением 120 МДж. Концентрация урана в ТР составляет 52 г/л, объем ТР – 169,5 л, длительность импульса на полувысоте 3,96 мс.

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

Отраслевые нормы для корпуса ИЯР с растворенной АЗ устанавливают коэффициент запаса прочности (по пределу текучести) не менее 2.

Для нержавеющей стали 12Х18Н10Т ГОСТ 7350-77, из которой предполагается изготовить корпус АЗ ИЯР ВИР-3, при температуре 20 °С минимальные значения предела текучести ($\sigma_{0.2}$) и предела прочности (σ_b) составляют:

- $\sigma_{0.2} = 235$ МПа;
- $\sigma_b = 530$ МПа.

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

Исследование инерционного воздействия ТР на нижнюю часть корпуса АЗ

На рис. 4 показаны распределения эквивалентных напряжений в корпусе АЗ.

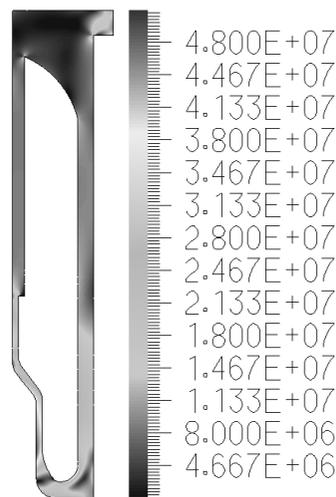


Рис. 4. Распределение эквивалентных напряжений в корпусе АЗ, Па

Анализ результатов расчетов показал, что при генерации импульса делений напряжения, возникающие в дне корпуса АЗ, не превышают 50 МПа, таким образом запас прочности нижней части корпуса по пределу текучести составляет не менее 4,7.

Исследование воздействия ТР на ПРР

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.

На рис. 5 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).

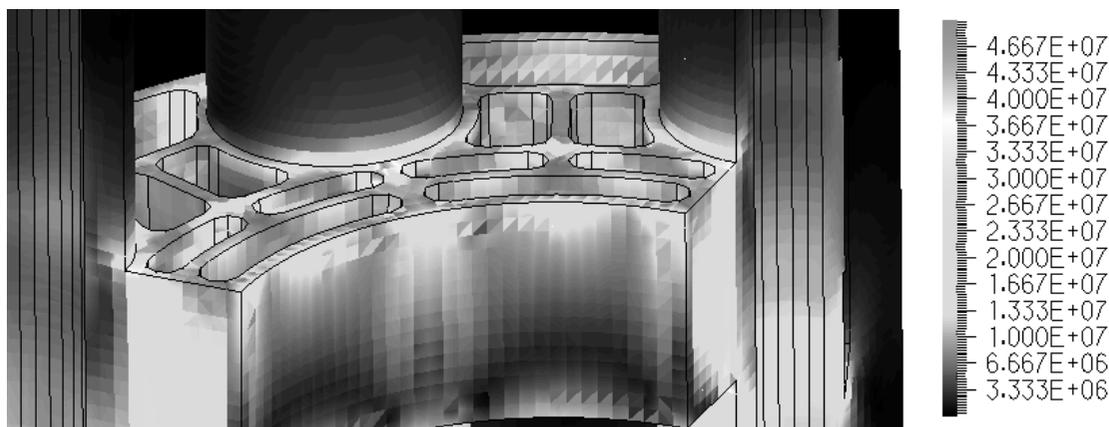


Рис. 5. Распределение эквивалентных напряжений в ПРР № 4, Па

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

Исследование воздействия ТР на верхнюю часть корпуса АЗ

Анализ результатов расчета 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 момент удара ТР о крышку корпуса) показано на рис. 6.: на рис.6,а – в СЦК, на рис.6,б – в СК.

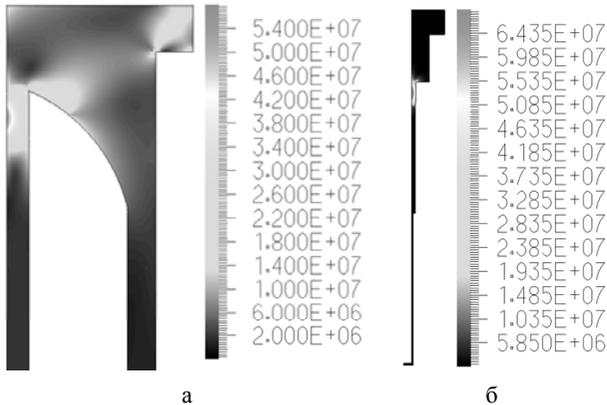
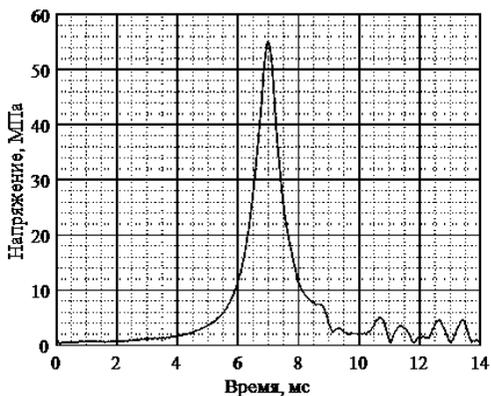
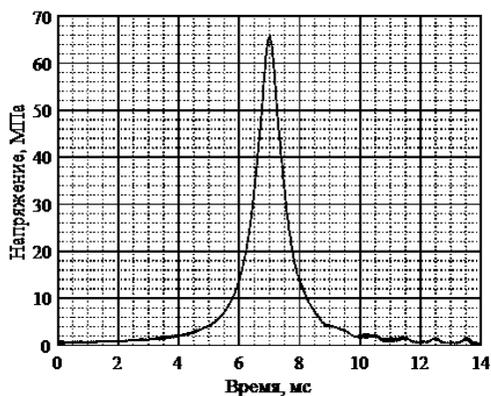


Рис. 6. Распределение эквивалентных напряжений:
а – в СЦК, б – в СК, Па

Зависимости максимальных напряжений от времени показаны на рис. 7: на рис.7,а – в СЦК, на рис.7,б – в СК.



а



б

Рис. 7. Зависимость напряжений от времени:
а – в СЦК, б – в СК

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.

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 системы 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 днищем корпуса, наиболее «опасными» местами, где термомеханические напряжения максимальны, являются места перегиба СЦК и место присоединения СЦК к днищу 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.

На рис. 8 представлены результаты расчетов НДС корпуса, к внутренним поверхностям корпуса АЗ в области буферного газа приложена температура, равная 20 °С.

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

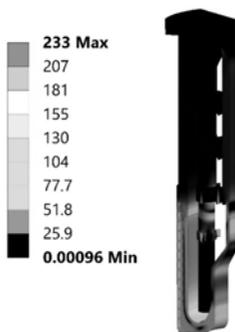


Рис. 8. Распределение эквивалентных напряжений, МПа

Правила ПНАЭ Г-7-002-86 [6] устанавливают следующие коэффициенты запаса для установок с исследовательскими и опытными реакторами с температурой теплоносителя не выше 600 °С при поверочном расчете на длительную статическую прочность:

- коэффициент запаса прочности по временно-му 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.

Отсюда следует, что для стали 12Х18Н10Т 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 представлены в табл. 5.

Таблица 5
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. 5 видно, что минимальный запас прочности (в самом консервативном случае) составляет 1,7, что удовлетворяет требованиям правил ПНАЭ Г-7-002-86.

Выводы

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 мате-

матическая 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 импульсном 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. Физика и техника высоких плотностей энергии. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011. Вып. 1. С. 136–164.
2. Воинов А. М., Колесов В. Ф., Матвеев А. С. и др. Водный импульсный реактор ВИР-2М и его предшественники // ВАНТ. Сер. 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. Сер. Физика ядерных реакторов. 2021. № 4. С. 56–64.
4. Сизов А. Н., Колесов В. Ф. Динамика однородных водных импульсных реакторов // ВАНТ. Сер. 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. Сер. Физика ядерных реакторов. 2020. № 4. С. 44–67.
6. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г 7 002 86) / Госатомэнергонадзор СССР. М.: Энергоатомиздат, 1989.