

## Технологические особенности изготовления корпуса реактора АЭС

Студент гр. 10405115 Бернадский С.Н., гр. 10405118 Мякинник Я.Л.

Научный руководитель – Слуцкий А. Г.

Белорусский национальный технический университет  
г. Минск

Белорусская АЭС – строящаяся атомная электростанция, стройплощадка которая расположена у северо-западной границы Республики Беларусь в 18 километрах от города Островец Гродненской области, в 50 км от столицы Литвы – Вильнюса [3].

Корпус представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем и предназначен для создания герметичного объема. Конструктивно он состоит из фланца, зоны патрубков, опорной обечайки и цилиндрической части с эллиптическим днищем, сваренных между собой кольцевыми швами, выполненными автоматическим способом (рисунок 1).

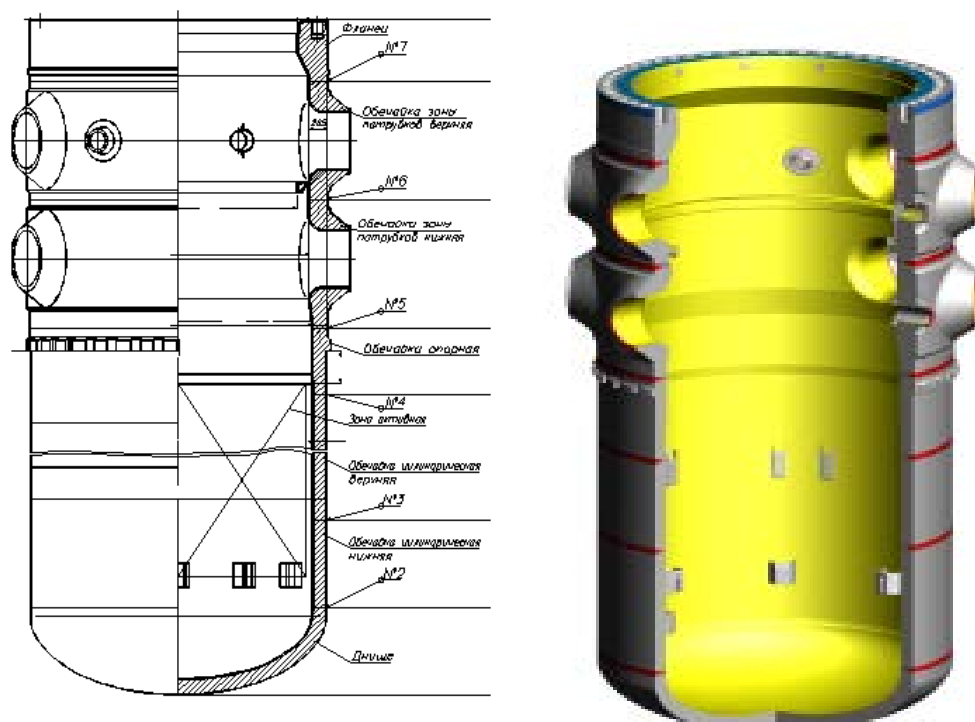


Рисунок 1– Общий вид корпуса реактора

Для изготовления корпусов реакторов АЭС применяется сталь 15Х2НМФА, содержащая до 1,5 % никеля, который при некоторой корректировке содержания хрома и ванадия позволяет обеспечить необходимые прочностные свойства стали, при одновременно высоком сопротивлении хрупкому разрушению, а также лучшую прокаливаемость в больших сечениях [1].

Технические требования к корпусной реакторной стали заключаются в следующем:

1. Обеспечение уровня прочности ( $\sigma_{0,2} \geq 390$  МПа,  $\sigma_B \geq 490$  МПа) при температуре 350°C, равномерности механических свойств по всему сечению заготовок толщиной до 400 мм, стабильности прочностных свойств при последующей эксплуатации.

2. Высокая металлургическая технологичность стали, позволяющая производить ее выплавку, разливку на крупнотоннажные слитки и ковку последних на полуфабрикаты без серьезных технологических дефектов.

3. Хорошая свариваемость в больших толщинах, обеспечивающая получение бездефектных равнопрочных сварных соединений.

4. Высокое сопротивление хрупкому и усталостному разрушению в условиях длительного воздействия периодически изменяющегося напряженного состояния, высокой температуры и нейтронного потока.

5. Высокое сопротивление радиационному и тепловому охрупчиванию. Основными повреждающими факторами, приводящими к деградации свойств материала корпуса реактора, являются рабочая температура и облучение. Наиболее опасным последствием реакторного облучения применительно к материалам корпусов является радиационное охрупчивание, которое приводит к смещению критической температуры хрупкости в сторону более высоких температур, что ограничивает безопасную область температур эксплуатации корпуса реактора и приводит к уменьшению работы разрушения в вязкой зоне температурной зависимости ударной вязкости [1].

Обоснование выбора марки стали

Выбор марки стали будем проводить путем сравнения механических свойств и технологических свойств с помощью таблиц в справочнике [5].

Требуемые свойства:  $\sigma_{0,2} \geq 490$  МПа,  $\sigma_B \geq 610$  МПа  $\delta \geq 15\%$  KCU  $\geq 55$ , HRC  $> 32$ , прокаливаемость сквозная, свариваемость.

Таблица 1 – Сравнение механических свойств различных марок сталей

Марка Стали	Свойства				
	$\sigma_{0,2} \geq 490$ МПа	$\sigma_B \geq 610$ МПа	KCU $\geq 55$ Дж/см <sup>2</sup>	$\delta \geq 15\%$	HRC $> 32$
20ХН	+	+	+	–	–
08Х13	–	–	+	+	–
15Х2НМФА	+	+	+	+	+
20ХН4ФА	+	+	+	–	–
38Х2МЮА	+	+	–	–	+

Для дальнейших расчётов выбрана сталь 15Х2НМФА, т.к. она подходит по требуемым механическим свойствам, Сталь 15Х2НМФА обеспечивает требуемую свариваемость. Химический состав стали 15Х2НМФА приведен в таблице 2.

Таблица 2 – Химический состав стали 15Х2НМФА

Массовая доля элемента в %										
C	Si	Mn	Ni	S	P	Mo	V	Cr	Cu	As
0,13– 0,18	0,17– 0,37	0,30– 0,60	1,00– 1,50	До 0,020	До 0,020	0,50– 0,70	0,10– 0,12	1,80– 2,30	До 0,30	До 0,04

Таблица 3 – Критические точки стали 15Х2НМФА

Критические точки	°C
A <sub>C1</sub>	700-730
A <sub>C3</sub> (A <sub>cm</sub> )	810-830

M <sub>n</sub>	340
----------------	-----

Таблица 4 – Технологические свойства стали 15X2НМФА

Свариваемость:	Ограничено свариваемая
Флокеночувствительность:	Не чувствительна
Склонность к отпускной хрупкости:	Не склонна
Температураковки, °С	начала 1250, конца 800

Контроль металла корпуса реактора Белорусской АЭС в процессе эксплуатации будет осуществляться с помощью образцов-свидетелей [4], в частности изменение механических свойств основного металла и сварных соединений.

Устанавливаемые в реактор образцы-свидетели разделяются на облучаемые, которые размещаются на стенке корпуса реактора напротив активной зоны, и на температурные, которые размещаются на верхней плите блока защитных труб [5].

Для отслеживания в процессе эксплуатации изменения свойств металла корпуса реактора образцы-свидетели периодически извлекаются из реактора и результаты их испытаний сравниваются с результатами испытаний контрольных образцов-свидетелей, которые входят в комплект поставки и не загружаются в реактор. Облучаемые и температурные образцы-свидетели помещаются в контейнеры. Контейнеры komponуются в контейнерные сборки, устанавливаемые в реактор [5].

Образцы-свидетели для корпуса реактора реакторной установки ВВЭР-1200 состоят из следующих комплектов:

- двенадцать комплектов облучаемых образцов: 1Л-12Л;
- четырнадцать комплектов температурных образцов: 1М-14М;
- три комплекта контрольных образцов: 1К-3К (для корпуса реактора с одним сварным швом, расположенным напротив активной зоны).

В соответствии со специальными требованиями образцы-свидетели для контроля свойств металла корпуса реактора изготавливаются из:

- основного металла;
- металла сварного шва;
- металла зоны термического влияния.

Комплекты образцов-свидетелей включают: образцы для испытаний на растяжение; на ударный изгиб; на внецентровое растяжение для определения параметров вязкости разрушения, на химический состав, микроструктурные исследования.

Для комплектов облучаемых образцов-свидетелей установлены следующие сроки выгрузки: Первая выгрузка – через 9 лет после начала эксплуатации реактора; вторая, третья, четвертая, пятая и шестая соответственно через – 17, 25, 33, 41 и 49 лет после начала эксплуатации реактора.

Сроки извлечения комплектов температурных образцов-свидетелей установлены следующие: первая выгрузка – через 1 год после начала эксплуатации реактора; вторая, третья и четвертая выгрузки соответственно через 3,6,10 лет после начала эксплуатации реактора. Пятая выгрузка и последующие комплекты извлекаются в те сроки, что и облучаемые комплекты) [4–5].

Комплекты с облучаемыми образцами-свидетелями должны устанавливаться на стенке корпуса реактора. Это обеспечивает однородность облучения и возможность использования образцов-свидетелей для прогнозирования изменений свойств материалов корпуса реактора в эксплуатационных условиях.

Комплекты температурных образцов-свидетелей должны размещаться на верхней плите блока защитных труб внутрикорпусных устройств в зоне с температурой теплоносителя на выходе из реактора.

Комплекты контрольных образцов-свидетелей не должны загружаться в реактор и должны храниться на АЭС вне зоны воздействия облучения и высокой температуры в сухом отапливаемом помещении [4–5].

### **Заключение**

1. Проведен анализ условий эксплуатации корпуса реактора АЭС, что позволило обосновать выбор для его изготовления низколегированной стали 15Х2НМФА.

2. Изучено назначение образцов-свидетелей, условия их работы; состав и методика изготовления образцов; определяемые характеристики и методики испытаний; сроки извлечения комплектов образцов свидетелей из реактора; места их установки в реакторе.

### **Список использованных источников**

1. Карзов, Г.П. Материаловедческие аспекты новых принципов повышения эксплуатационных характеристик теплоустойчивых сталей для корпусов АЭУ и их практическая реализация / Г.П. Карзов, И.В. Теплухина // Сборник докладов X Международной конференции «Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС», Санкт-Петербург, 02.09.2010 г. СПб: ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», 2010.

2. Криштапович, Л.Е. История строительства Белорусской АЭС / Л.Е. Криштапович // Белорусская АЭС [Электронный ресурс]. – 04.04.2018г. – Режим доступа: [www.teleskop-by.org/2018/04/04/istoriya-i-nastoyashhee-ostrovtsa-i-pervoj-belorussoj-aes/](http://www.teleskop-by.org/2018/04/04/istoriya-i-nastoyashhee-ostrovtsa-i-pervoj-belorussoj-aes/). – Дата доступа: 21.03.2020г.

3. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-008-89, 2-е изд., исправленное и дополненное. М.: Энергоатомиздат, 1990.

4. Образцы-свидетели. Руководство по эксплуатации РЭ. Филиал АО «АЭМ-технологии» «Атоммаш». г.Волгодонск, 20.12.2017.

5. Образцы-свидетели. Программа контроля свойств металла корпуса реактора в процессе эксплуатации по образцам-свидетелям. Федеральное агентство по атомной энергии ОКБ «ГИДРОПРЕСС» Нововоронежская АЭС-2, 28.03.2013.