

## Эволюция конструкции корпуса реактора ВВЭР-1000 от головного до ВВЭР-1200

**В. И. Бакалдин, В. И. Каширин, В. В. Петров, В. Г. Федосов**

ОАО “Ижорские заводы”, Санкт-Петербург, Россия

*Рассмотрены руководящие требования, заложенные в основу конструкции корпуса ядерного реактора ВВЭР-1000. Описаны характерные особенности конструкции корпуса реактора и очередные шаги по его модернизации, направленные на повышение безопасности и проектного срока службы до 60 лет.*

**Ключевые слова:** водо-водяной ядерный реактор, конструкция, корпус, крышка реактора, технология изготовления, эволюция корпуса.

**Введение.** Ниже описываются некоторые моменты, касающиеся создания корпуса реактора ВВЭР-1000 и последующего его совершенствования.

В настоящее время в России и за рубежом успешно эксплуатируются 28 блоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000 (табл. 1).

Т а б л и ц а 1

**Блоки АЭС с ВВЭР-1000, находящиеся в эксплуатации**

Страна	Название АЭС	№ блока	Год пуска	Проект РУ	
1	2	3	4	5	
Россия	Нововоронежская	5	1980	В-187	
		1	1984	В-338	
	Калининская	2	1986	В-338	
		3	2004	В-320	
		Балаковская	1	1985	В-320
			2	1987	В-320
	3		1988	В-320	
	4		1993	В-320	
	Ростовская	1	2001	В-320	
	Украина	Южно-Украинская	1	1982	В-302
2			1985	В-338	
3			1989	В-320	
Запорожская		1	1984	В-320	
		2	1985	В-320	
		3	1986	В-320	
		4	1987	В-320	
		5	1989	В-320	
		6	1995	В-320	
Ровенская		3	1986	В-320	
		4	2004	В-320	
Хмельницкая		1	1987	В-320	
		2	2004	В-320	

1	2	3	4	5
Болгария	Козлодуй	5	1988	В-320
		6	1990	В-320
Чехия	Темелин	1	2001	В-320
		2	2002	В-320
Китай	Тяньвань	1	2007	В-428
		2	2008	В-428

В создании корпуса реактора принимали участие много организаций, но основной вклад в работу, как нам представляется, внесли ОКБ “Гидропресс”, ПО “Ижорский завод”, ЦНИИКМ “Прометей”, НПО ЦНИИТМАШ и НПО ЦКТИ. Главной организацией при конструировании корпуса был Ижорский завод.

Разработка выполнялась по техническим требованиям ОКБ “Гидропресс”. ЦНИИКМ “Прометей” и НПО ЦНИИТМАШ являлись головными материало-ведческими организациями. НПО ЦКТИ принимало участие в опытных работах. Во многом такое деление условное, и какое-либо четкое определение вклада каждой организации в общую работу не всегда возможно.

**Исходные предпосылки проектирования.** Вопрос создания корпуса реактора был фактически ключевым при разработке реактора ВВЭР-1000. С одной стороны, было выставлено требование обязательной транспортировки корпуса по железной дороге от места изготовления до площадки АЭС, при этом доработка на площадке исключалась. С другой стороны, применение существовавших в то время марок сталей не обеспечивало достижения заданной тепловой мощности реактора, ядерной безопасности, прочности и тридцатилетнего ресурса корпуса при ограничении его весогабаритных характеристик.

Таким образом, возникла задача разработки новой марки стали с повышенными прочностными свойствами при больших толщинах конструктивных элементов, обладающей требуемой устойчивостью к облучению нейтронами и хорошей свариваемостью. Эту задачу металлургические организации и металлурги Ижорского завода решали совместно. В результате была разработана сталь 15Х2НМФА, что позволило принципиально определиться с размерами цилиндрической части корпуса в области активной зоны.

**Создание головного образца. Днище.** При определении конструкции днища необходимо было обеспечить требуемый профиль его внутренней поверхности, разумную толщину с учетом обеспечения штамповки на прессе при ограничении наружного диаметра заготовки (карточки) размером между колоннами прессы.

Размеры карточки были приняты максимально возможными. Карточка изготавливалась из двух листов с помощью электрошлаковой сварки. Антикоррозионная наплавка на днище проводилась в плоской заготовке до штамповки и, как следствие, до основной термообработки.

**Опорный бурт.** Конструкция опорного бурта корпуса решалась традиционно для реакторов типа ВВЭР. Опора, на которую устанавливался корпус,

изготавливалась литой. Поскольку диаметр опорного бурта корпуса был больше диаметра корпуса в области активной зоны, а последний определялся условиями транспортировки по железной дороге, на нем были выполнены боковые лыски, ограниченные размером диаметра цилиндрической части корпуса.

*Зона патрубков.* Наиболее сложным элементом конструкции корпуса являлась зона патрубков для входа и выхода теплоносителя. Таких патрубков внутренним диаметром 850 мм в соответствии с техническими требованиями ОКБ “Гидропресс” должно было быть четыре для входа теплоносителя и четыре – для выхода. Кроме того, необходимо было разместить четыре патрубка для подачи в корпус воды из системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) и один патрубок для вывода трасс внутриреакторных измерений контрольно-измерительными приборами.

Условие полного заводского изготовления корпуса при обязательной транспортировке по железной дороге однозначно приводило к размещению патрубков в два ряда по высоте. При этом ввиду необходимости обеспечения бокового габарита патрубки могли располагаться в плане только в очень узком секторе, поскольку при транспортировке они должны быть вверху и внизу. При определении оптимального угла раствора патрубков возникла проблема обеспечения прочности, так как патрубки диаметром 850 мм располагались один под другим, и уменьшить толщину стенки за счет размера между рядами можно было только в очень узких пределах из-за ограничения весогабаритных характеристик. Однозначно требовалось существенное укрепление патрубков. В конечном итоге был определен оптимальный угол между патрубками, составивший 55°.

При сохранении внутреннего диаметра верхней части таким же, как и нижней, проблемы транспортировки становились неразрешимыми. Поэтому внутренний диаметр был уменьшен, что позволило принципиально решить вопрос с конфигурацией патрубков. Одновременно прорабатывались различные варианты изготовления патрубков, в том числе сварка обечайки зоны патрубков из отдельных сегментов, имеющих выштампованные патрубки, продольными швами. Было принято конструктивно простое, но чрезвычайно сложное в реализации решение: выполнить зону патрубков из двух обечаек, свариваемых кольцевым сварным швом. В каждой обечайке четыре патрубка выполнялись штамповкой. Для реализации этого решения потребовалась напряженная работа заводских технологических служб и помощь металлургических организаций. И это не единственный случай, когда коллектив завода решал уникальные задачи.

*Главный разъем.* Еще одной серьезной проблемой оказалась конструкция главного разъема. Для обеспечения герметичности разъема и прочности всех его элементов необходимо было решить сразу несколько задач, касающихся как геометрии, так и применяемых материалов.

Поскольку изначально было принято принципиальное решение об использовании трубчатых прокладок, возникла задача размещения двух таких прокладок и шпилек во фланце. При ограничении толщины и наружного диаметра фланца это представляло определенную проблему, которую удалось решить путем максимально возможного уменьшения внутреннего диаметра фланца с обеспечением крепления внутрикорпусной шахты на фланце.

*Крышка.* Полученные данные расчетов позволяли уточнять конструкцию корпуса и других узлов. В результате пришлось существенно изменить конструкцию крышки. Проведенные расчеты показали, что жесткость крышки недостаточна для обеспечения герметичности главного уплотнения. Была разработана новая конструкция крышки, исключена цилиндрическая обечайка между фланцем и эллиптической частью. Непосредственно к фланцу присоединялась эллиптическая часть крышки. Впоследствии при проведении испытаний герметичности главного уплотнения на натурном стенде оказалось, что этого недостаточно, и конструкцию уплотнения пришлось изменять, когда корпус был уже в высокой степени готовности. Параллельно выполнялись опытные работы, которые также не всегда давали положительный результат. Пришлось изменять марку стали на шайбах главного уплотнения, усиливать гайки.

Часть руководителей и конструкторов считали, что во всех случаях можно полагаться на инженерную интуицию, предварительные расчеты, мнение металлургических организаций, предлагавших новые материалы. Было решено принять новую конструкцию патрубков крышки и узла их крепления без должного обоснования и опытной отработки. Для патрубков применили новый материал. Доказательством работоспособности должны были стать испытания полностью изготовленной крышки. При испытаниях возникли трещины у половины патрубков. Было потеряно много времени на срочный и неподготовленный выбор новой конструкции и ремонт. Это стало основной причиной того, что крышка так и не доработала до конца проектного срока службы.

*Опытные работы и расчетные обоснования.* Параллельно шла работа по расчетному и экспериментальному обоснованию. Разрабатывались программы опытных работ, конструкторская и технологическая документация для их выполнения. Например, для проведения “горячих” испытаний требовалась разработка уникального стендового оборудования, для чего был создан специальный отдел.

Кроме расчетов с целью определения картины распределения напряжений в конструкции проводились исследования на смоляных моделях. Герметичность главного уплотнения исследовалась вначале на масштабных моделях, затем – на натурном стенде.

В ходе проработок также уточнялись технология изготовления корпуса, в частности, количество дополнительных термообработок в процессе изготовления.

Продолжалась работа по изучению характеристик материалов, в первую очередь сварных швов как кольцевых, так и электрошлаковых.

Теплогидравлические расчеты реактора выполнялись, как правило, специалистами ОКБ “Гидропресс” и использовались как исходные данные в расчетном подразделении конструкторского бюро Ижорского завода для расчетов температурных полей и прочности элементов корпуса, крышки, опорных конструкций и деталей главного уплотнения.

В процессе изготовления корпуса реактора возникло немало трудностей. Из-за отсутствия оснастки и оборудования применялись обходные технологии, удлинявшие цикл изготовления. Все это серьезно повлияло на объем и

место проведения опытных работ. Пришлось отказаться от проведения “горячих” испытаний штатного корпуса и крышки в заводских условиях. Проведение тензометрирования было разделено на два этапа: на заводе на натурном стенде, имитировавшем верхнюю часть корпуса, и на площадке АЭС.

Для выигрыша времени испытания герметичности главного уплотнения выполнялись сразу с двумя вариантами конструкции. Дополнительно к трубчатым прокладкам устанавливались прутковые диаметром 5 мм. При испытаниях только прутковые прокладки обеспечили герметичность. Проблема главного уплотнения принципиально была решена.

Параллельно с окончанием изготовления корпуса были завершены все опытные и расчетные работы. Корпус был отправлен на площадку АЭС. Однако отработка конструкции продолжилась на новом этапе.

**От головного образца к серийному корпусу.** Основные задачи, которые решались на этом этапе:

обеспечение выполнения новых требований, выдвигаемых заказчиками (увеличение срока службы с 30 до 40 лет и повышение механических нагрузок);

исключение сварных электрошлаковых швов на днище и эллиптической части крышки;

уменьшение усилия затяга шпилек главного разъема;

уменьшение объема ручных работ;

перенос выполнения антикоррозионных наплавов на днище и крышке из плоских заготовок под штамповку в отштампованные и термообработанные детали;

разработка новой конструкции узла приварки патрубков к крышке.

Все задачи были решены, одновременно началось серийное изготовление корпусов. Следующий этап работ по корпусу начался после 1986 г., когда были поставлены новые задачи разработки реакторных установок (РУ) повышенной безопасности.

**Совершенствование корпуса в рамках выполнения проекта РУ типа В-392.** К этому времени был накоплен определенный опыт эксплуатации реакторов В-1000, который позволяет выявить некоторые недостатки и определить вопросы, требующие дальнейшего изучения. Очень серьезным оказалось положение с образцами-свидетелями. Результаты испытаний давали очень большой разброс, прогноз изменения свойств вследствие воздействия эксплуатационных факторов (поток быстрых нейтронов и высокая температура) оказался ненадежным. Вопросы уточнения изменения свойств для эксплуатируемых корпусов решались (и в итоге были решены) РНЦ “Курчатовский институт”. Для новых корпусов было принято решение об установке облучаемых образцов на внутренней поверхности корпуса в области активной зоны. Были выполнены проработки конструкции, проведены предварительные расчеты. Выяснилась необходимость подтверждения работоспособности экспериментальными исследованиями, которые были частично выполнены. Также проводились работы по поиску улучшения работоспособности патрубков крышки. С целью увеличения запаса по хрупкой прочности был разработан вариант корпуса с увеличенной на 300 мм длиной. Осуществлялись поиски конструкции опорных устройств для обеспечения возможности размещения АЭС в районах с высоким уровнем сейсмичности.

Т а б л и ц а 2

**Основные технические характеристики корпусов реакторов**

Техническая характеристика	Проект РУ								
	В-187	В-302	В-338	В-320	В-392 В-412	В-428	В-446	В-392М	В-491
Год пуска	1980	1983	1984	1984		2007	2010	2012	2013
Мощность, МВт (эл.)	1000							1160	
Давление теплоносителя, МПа	15,7							16,2	
Температура теплоносителя, °С на входе на выходе	290 320							298,6 329,7	
Количество патрубков СУЗ, шт	109	49	61	61	121				
Расположение образцов-свидетелей	На выгородке				На стенке корпуса				
Материал корпуса	Сталь 15Х2НМФА Сталь 15Х2НМФА-А				Сталь 15Х2НМФА Сталь 15Х2НМФА-А Сталь 15Х2НМФА класса 1				
Длина корпуса, мм	10885–10897				11185				
Внутренний диаметр корпуса, мм	4150							4250	
Назначенный срок службы, годы	30	40					60		

**Примечание.** СУЗ – система управления и защиты.

**Работа в рамках зарубежных контрактов.** Следующий этап работ над проектами корпусов ВВЭР-1000 начался в 1996 г. с заключением контракта на достройку АЭС “Бушер” (Иран) и продолжился в рамках контрактов с Китаем и Индией. В рамках этих контрактов реализованы новые конструкции образцов-свидетелей и опорных конструкций, выполнены все необходимые расчеты, подтвердившие их работоспособность. Дополнительно в обоснование работоспособности узла крепления образцов были выполнены экспериментальные работы.

**Корпус реактора в проекте АЭС-2006.** Эволюционное совершенствование корпуса реактора было продолжено при разработке АЭС нового поколения повышенной безопасности – проекта АЭС-2006. Главным конструктором корпуса в этом проекте являлось ОКБ “Гидропресс”. Основными целями этой



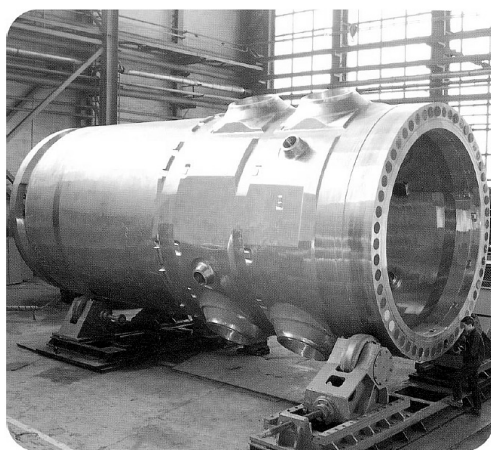
работы были повышение мощности реактора до 1160 МВт (эл.), увеличение рабочих параметров и срока службы до 60 лет и др. [1, 2]. О возможности такой модернизации серийного реактора было заявлено еще в 1989 г. [3] специалистами ПО “Ижорский завод”, ИАЭ им. И. В. Курчатова и др. Усовершенствования корпуса реактора заключались в следующем:

увеличен внутренний диаметр корпуса реактора с целью уменьшения потока нейтронов на него;

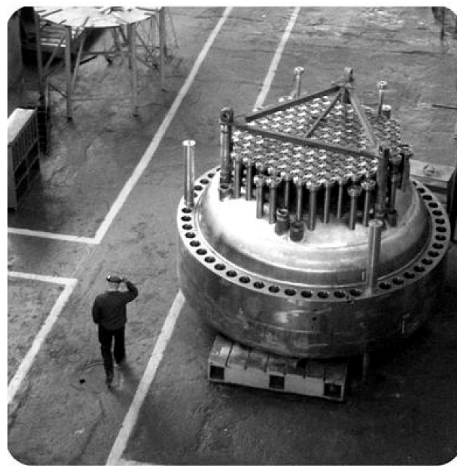
предусмотрена новая программа образцов-свидетелей.

Основные технические характеристики корпусов реакторов нового поколения и их предшественников представлены в табл. 2, построенной по данным [1, 4].

На рисунке приведены корпус и крышка реактора на производственных площадках ОАО “Ижорские заводы”.



а



б

Корпус (а) и крышка (б) реактора ВВЭР-1000.

**Заключение.** Итогом многолетней работы стало создание нескольких модификаций корпусов, полностью соответствующих предъявляемым к ним требованиям. Опыт, накопленный в процессе этой работы по проектированию, расчетному и экспериментальному обоснованию, технологии изготовления, транспортировке корпусов реакторов на площадку, может использоваться в дальнейшем при реализации программы развития атомной энергетики России, выполнении зарубежных заказов (в частности, Украины по 3- и 4-му блокам Хмельницкой АЭС), обосновании продления эксплуатации действующих блоков.

## Резюме

Розглянуто провідні вимоги, на яких базується конструкція корпусу ядерного реактора ВВЕР-1000. Описано характерні властивості конструкції корпусу реактора та чергові кроки щодо його модернізації, які направлені на підвищення безпеки та проектного строку служби до 60 років.

1. Драгунов Ю. Г., Банюк Г. Ф., Рыжов С. Б. и др. Увеличение срока службы основного оборудования РУ ВВЭР-1200 как целевой показатель проекта АЭС-2006 и его обоснование: Тез. докл. МНТК “Конструкционная прочность и ресурс оборудования АЭС”. – Киев, 2006.
2. Копытов И. И. Проект АЭС-2006 – основа Федеральной целевой программы “Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и перспективу до 2015 года”: Тез. докл ФГУП “Атомэнергопроект” МНТК-2008. – М., 2008.
3. Пахк Э. Э. и др. ВВЭР: новый проект и ступень мощности или эволюция серийной модели // Атом. энергия. – 1991. – **70**, вып. 2. – С. 128 – 130.
4. Денисов В. П., Драгунов Ю. Г. Реакторные установки для атомных электростанций. – М.; Изд. АТ, 2002. – 480 с.

Поступила 21. 06. 2009