

Вероятностный анализ механических свойств материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000

И. В. Горынин, Б. Т. Тимофеев, А. А. Сорокин

ЦНИИ КМ “Прометей”, Санкт-Петербург, Россия

По результатам статистического анализа механических свойств материалов для 19 корпусов реакторов ВВЭР-1000, изготовленных на Ижорском заводе и заводе “Атоммаш”, оценена дисперсия прочностных и пластических характеристик стали 15Х2НМФА и ее сварных швов. Полученные значения, определенные с 95%-ной вероятностью, не ниже уровня свойств по нормативной документации. Представлены с такой же достоверностью параметры, необходимые для вероятностного расчета хрупкой прочности корпуса реактора.

Ключевые слова: вероятностный анализ, реактор ВВЭР-1000, хрупкая прочность, сварной шов.

Введение. В настоящее время в России находятся в эксплуатации 31 энергоблок атомных электростанций (АЭС) с различными типами реакторов, в том числе 10 энергоблоков с водо-водяными реакторами ВВЭР-1000 различных модификаций (В-187, В-338 и В-320). Именно эти типы реакторной установки (В-320) являются наиболее перспективными для АЭС [1]. В последнее время они были введены в эксплуатацию на Балаковской (5-й энергоблок), Ростовской (1-й энергоблок) и Калининской (3-й энергоблок) АЭС – таблица. Энергоблоки с реакторами ВВЭР-1000/В-320 строятся как в России (2-й энергоблок Ростовской АЭС), так и за рубежом (Китай, Иран и Индия).

В настоящее время решается проблема продления проектного срока службы (30 лет) первого реактора этого типа, установленного на 5-м блоке Ново-Воронежской АЭС (В-187) и эксплуатирующегося с 1980 г., которая является актуальной и ее необходимо решить до 2010 г. Для этого необходимо оценить техническое состояние оборудования (в первую очередь для корпуса реактора) и трубопроводов первого контура за период эксплуатации. Техническое состояние оборудования определяется:

наличием или отсутствием дефектов в материалах (основной металл и сварные швы) на конец проектного ресурса;

изменением механических свойств материала за время эксплуатации.

Располагая такой информацией, можно спрогнозировать значения характеристик, определяющих ресурс на продлеваемый срок службы с учетом деградации от воздействия температуры, нейтронного облучения и других эксплуатационных факторов. Для корпуса реактора следует учитывать эффекты влияния теплового и радиационного охрупчивания на свойства низколегированной теплоустойчивой стали 15Х2НМФА и ее сварных швов, из которой изготовлен корпус реактора ВВЭР-1000. Прежде чем перейти к анализу изменения механических свойств материала при длительной эксплуатации корпусов реакторов ВВЭР-1000, необходимо в вероятностном аспекте оценить уровень исходных свойств материала корпусов на основа-

нии паспортных данных на изделие завода-изготовителя. Именно такой статистический анализ и представлен в настоящей работе. При этом для заготовок из основного металла учитываются особенности технологии изготовления, а именно: размеры слитка, пластическая и термическая обработка.

Реакторы типа ВВЭР-1000

Страна	АЭС	Блок	Завод-изготовитель	Начало эксплуатации, год	Модификация реактора	
Болгария	Козлодуйская	5	Ижорский	1987	V-320	
		2		1991	»	
Чехия	Темелинская	1	Шкода »	2002	V-320	
		2		строится	»	
Россия	Ново-Воронежская	5	Ижорский	1980	V-187	
		1		Ижорский » »	1984	V-338
					2	1986
	3		2004		»	
	Балаковская	1	Атоммаш Ижорский » Атоммаш »	1985	V-320	
				2	1987	»
				3	1988	»
				4	1990	»
				5	2001	»
	Ростовская	1	Атоммаш »	2003	V-320	
2				строится	»	
Украина	Южно-Украинская	1	Ижорский Атоммаш »	1982	V-302	
				2	1985	V-338
				3	1989	V-320
	Запорожская	1	Ижорский » » » » »	1984	V-320	
				2	1985	»
				3	1986	»
				4	1987	»
				5	1989	»
				6	1995	»
	Ровенская	3	Ижорский Атоммаш	1986	V-320	
				4	строится	»
	Хмельницкая	1	Атоммаш »	1987	V-320	
				2	строится	»

Конструкция корпуса реактора. Основным типом реакторов ВВЭР-1000 является серийная модификация V-320, которая от модификаций V-187 и V-338 отличается величиной эквивалентного диаметра активной зоны, массой корпуса и количеством тепловыделяющих кассет. Все действующие и строящиеся реакторы ВВЭР-1000 (всего 34 шт.) были изготовлены на трех заводах: Ижорский, Атоммаш (Россия) и Шкода (Чешская республика). Размеры корпуса следующие: высота вместе с крышкой составляет 13–15 м, диаметр – 4–6 м, высота без крышки – 10,897 м, диаметр – 4,535 м.

Диаметр корпусов, изготавливаемых на машиностроительных заводах, ограничивается предельными габаритами, приемлемыми для перевозки по железной дороге. Изготовление корпусов реакторов непосредственно на монтажной площадке упрощает транспортировку от машиностроительных заводов к месту эксплуатации. Однако возникают значительные трудности при сварочных работах, термической обработке и контрольных операциях. В ряде случаев невозможно обеспечить выполнение современных требований по качеству контроля изделий при такой технологии изготовления корпусов. В связи с этим в настоящее время все корпуса водо-водяных реакторов в России изготавливают на машиностроительных заводах с последующей транспортировкой различными способами к месту эксплуатации. Именно по этой технологии на Ижорском заводе были построены реакторы для Китая и Ирана, а также реакторы для АЭС “Куданкулам” в Индии.

Для изготовления корпусов реакторов используется сталь марки 15Х2НМФА по ТУ 108.765-78, состав которой все время улучшается. В процессе производства корпусов ВВЭР-1000 постоянно совершенствуется технология сварки кольцевых швов, включая используемые марки сварочных материалов (сварочная проволока и флюс). Даже на одном корпусе, в том числе и на первом для 5-го энергоблока Ново-Воронежской АЭС, для сварки кольцевых швов использовались разные технологии, разработанные в ЦНИИ КМ “Прометей” и ЦНИИТМаше. Этот факт, безусловно, необходимо учитывать при оценке срока службы, поскольку содержание никеля в металле швов, выполненных по разным технологиям в ранее изготовленных корпусах реакторов, находящихся в эксплуатации, может существенно отличаться. Ниже эти особенности будут частично рассмотрены, и в качестве примера представлен корпус реактора ВВЭР-1000 5-го энергоблока Ново-Воронежской АЭС, проектный срок службы которого заканчивается в 2010 г.

Корпус реактора ВВЭР-1000 представляет собой сварной толстостенный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем. Он состоит из фланца 1, верхней обечайки зоны патрубков 2, разделительного кольца 3, нижней обечайки зоны патрубков 4, опорной обечайки 5, верхней 6 и нижней 7 обечаек активной зоны и эллиптического днища 8 (рис. 1). Фланец и все обечайки выполнены цельноковаными, днище – штампованное из заготовок в виде плит.

Корпусы имеют по четыре патрубка для входа и выхода теплоносителя, расположенные на нижней и верхней обечайках зоны патрубков. Патрубки диаметром 850 мм расположены в два ряда по высоте, их изготавливают вытяжкой при горячей штамповке. Для отечественных реакторов характерным является расположение входных и выходных патрубков в соседних обечайках. Толщина стенок реактора по высоте разная. Наименьшую толщину (190 мм) имеют стенки в нижней части реактора на днище и цилиндре, включая область активной зоны. Зона патрубков, ослабленная отверстиями, утолщена (не менее 290 мм). На фланце толщина достигает 500 мм. Для усиления фланца нередко используют бандажное кольцо. На внутренней поверхности фланца выполнен борт для опоры шахты.

Реактор собирают из цельнокованных цилиндрических обечаек, соединенных автоматической сваркой под слоем флюса кольцевыми швами с

U-образной двухсторонней асимметричной разделкой с ломаным скосом свариваемых кромок. При таком способе производства обечаек при ковке заготовок удаляется наиболее загрязненная часть слитка. К тому же шов работает при более низких напряжениях. Эта технология характерна для реакторного машиностроения в России. В США для большей части реакторов обечайки изготавливаются из штампованных заготовок путем сварки в продольном направлении. На уровне осей верхнего и нижнего рядов патрубков Ду-850 расположены по два (всего четыре) отверстия с патрубками Ду-350 для аварийного охлаждения активной зоны реактора. На внутренней поверхности верхней обечайки зоны патрубков (ниже уровня патрубков Ду-850) приварено кольцо – разделитель потока теплоносителя. Корпус и патрубки реактора ВВЭР-1000 по внутренней поверхности имеют антикоррозионную наплавку.

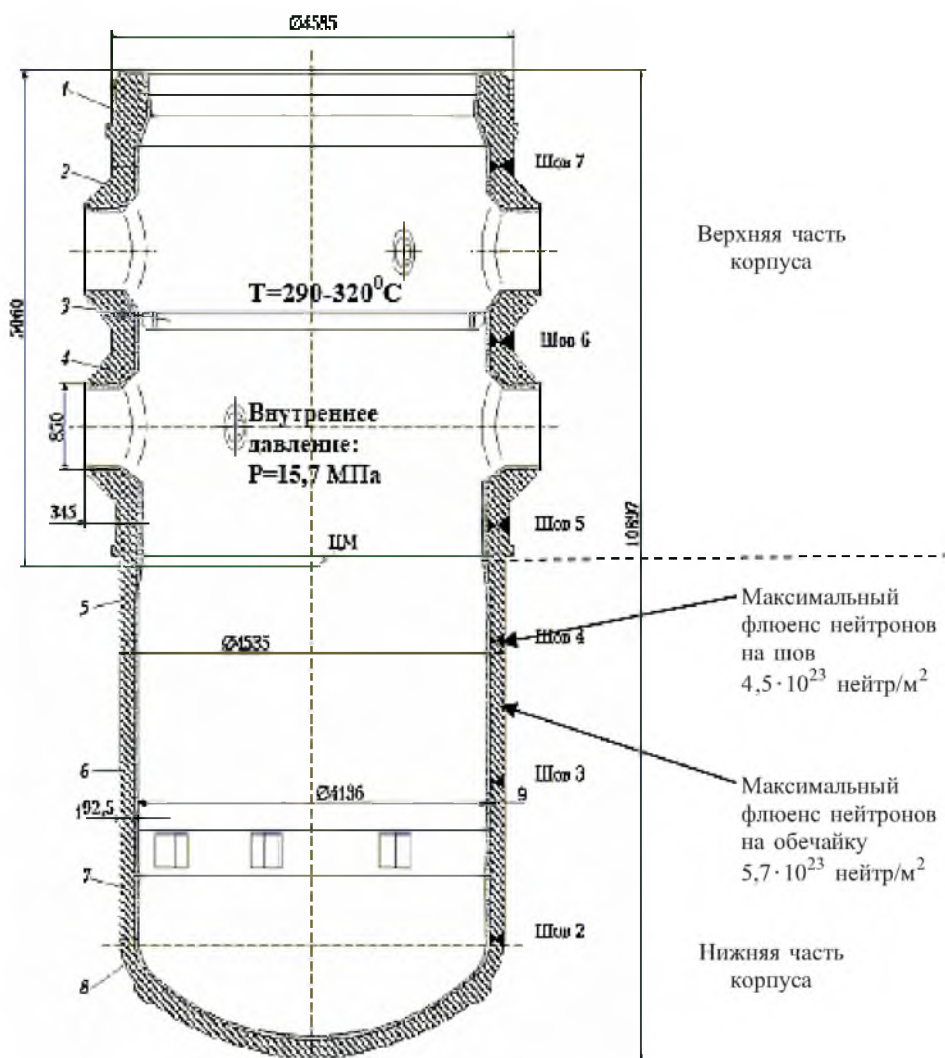


Рис. 1. Корпус реактора ВВЭР-1000.

Технология изготовления корпуса реактора. Корпус изготавливают из шести цельнокованных обечаек и штампованного эллиптического днища, используя при этом слитки массой более 100 т [2]. В 80-х годах на Ижорском заводе для корпусных сталей начали применять выплавку в основных мартеновских и электродуговых печах с последующей обработкой металла на установке внепечного рафинирования и вакуумирования производства шведской фирмы “ASEA-SKF” [3]. Схема технологического процесса представлена на рис. 2.

На первых реакторах ВВЭР-1000 днище перед штамповкой сваривалось из двух листов электрошлаковым методом. В последнее время применяется штамповка из цельного листа, и днище не имеет поперечного шва. При этом листы (плиты) под штамповку изготавливают из обечаек. Обечайку разрезают по высоте, подвергают разгибу после нагрева и подкатке до необходимого размера. При такой технологии для штамповок можно использовать более качественный металл, свободный от скоплений неметаллических включений и примесей, и исключить сварные швы в заготовках под штамповку. Разработанный технологический процесс обеспечил получение высококачественного металла для днищ реактора ВВЭР-1000 и применяется на Ижорском заводе.

Технология изготовления обечаек из крупных слитков была оптимизирована и осуществлялась по схеме: билетировка – вырубка блока – осадка – прошивка – раскатка на дорне – вытяжка поковки на оправке до необходимой высоты. После прошивки поковок и удаления наиболее загрязненных зон металла производится антифлокеновая термическая обработка заготовок с последующим контролем размеров после механической обработки. Затем все обечайки и днище подвергают неразрушающему контролю ультразвуковым методом и для каждой заготовки определяют механические свойства, которые вносят в паспорт на изделие.

После окончательной обработки обечайки и днище корпуса реактора свариваются между собой автоматической сваркой под слоем флюса кольцевыми швами. Реактор собирается из цельнокованных цилиндрических обечаек, соединенных между собой автоматической сваркой под слоем флюса кольцевыми швами с U-образной двухсторонней асимметричной разделкой. Остальные кольцевые швы выполняются по той же технологии, что и шов № 4, с применением несимметричной U-образной разделки свариваемых кромок. Верхняя и нижняя части корпуса соединяются между собой кольцевым швом № 5. После сварки наносится антикоррозионная наплавка и производится термическая обработка по режиму высокого отпуска.

Механические свойства изготовленных корпусов реакторов. В настоящее время имеется более 30 изготовленных корпусов реакторов ВВЭР-1000. Однако возможно, что выполненная ранее [4–6] статистическая обработка уровня механических свойств не отражает реальную ситуацию, а следовательно, эти данные не могут использоваться для проведения вероятностных расчетов прочности. Для корпусов реакторов ВВЭР-1000 сейчас есть более полные сведения как по химическому составу, так и свойствам материалов отдельных деталей корпуса, что позволяет провести статистический анализ с учетом изготовленных после 2000 г. корпусов для Китая,

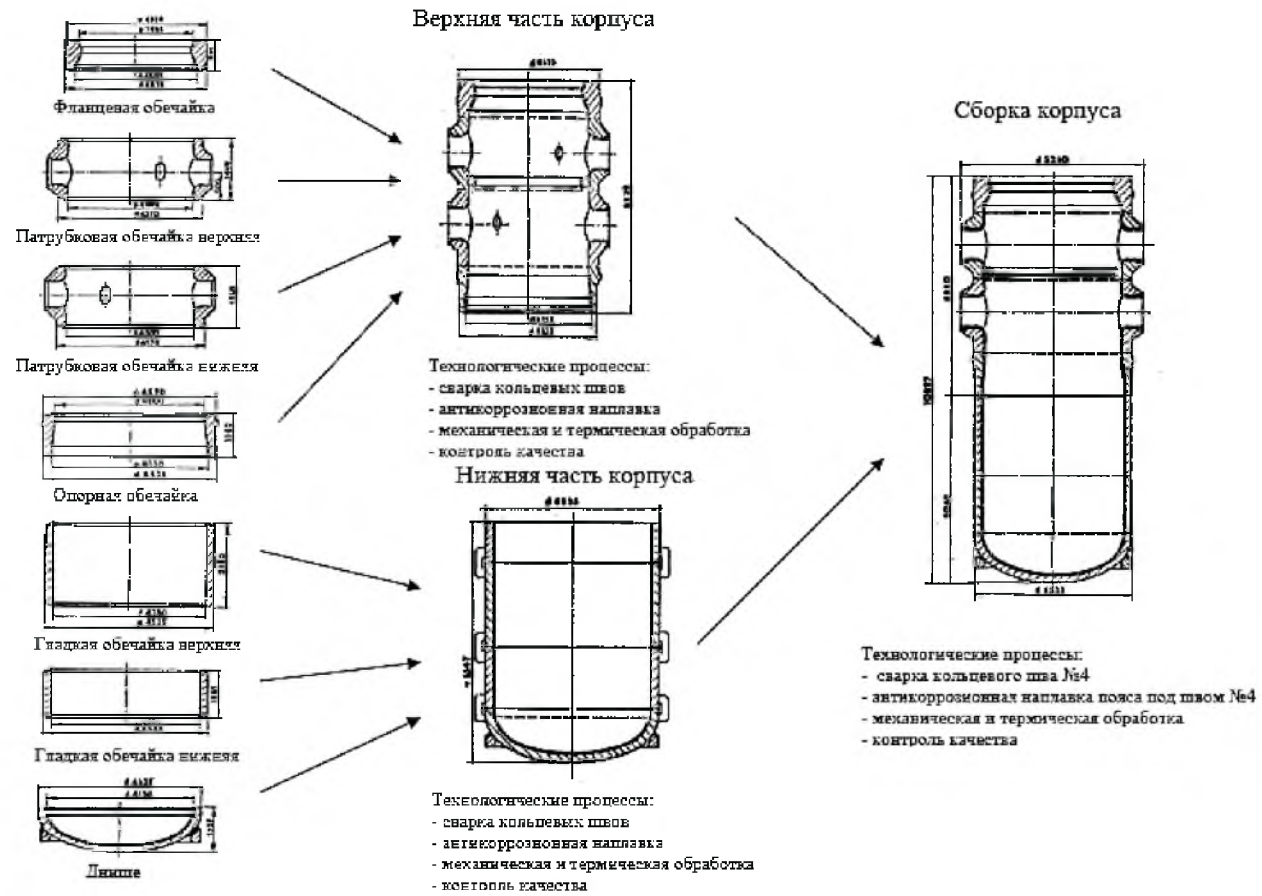


Рис. 2. Схема технологического процесса изготовления корпуса реактора ВВЭР-1000.

Ирана и Индии. К сожалению, эта информация имеется только для 19 корпусов реакторов, с использованием которой и была выполнена статистическая обработка паспортных данных по механическим свойствам. Массив исходных данных для проведения статистической обработки состоял из свойств для 15 корпусов ВВЭР-1000, изготовленных на Ижорском заводе (блок № 5 Ново-Воронежской АЭС, блок № 1 Южно-Украинской АЭС, блоки № 1 и 2 Калининской АЭС, блоки № 2 и 3 Балаковской АЭС и др.), и свойств четырех корпусов ВВЭР-1000, изготовленных на заводе “Атоммаш” (блоки № 1 и 4 Балаковской АЭС, блок № 2 Южно-Украинской АЭС, блок № 1 Хмельницкой АЭС). Эти данные включали в себя информацию о первых шести реакторах, по которым статистическая обработка была проведена ранее [5].

По имеющейся базе данных испытаний образцов выполненных на заводах-изготовителях корпусов реакторов определялось реальное распределение механических свойств. Для каждой характеристики (σ_B , $\sigma_{0,2}$, A и Z) с учетом истинных значений частотного распределения выбирался теоретический закон вероятностного распределения. Так, из возможных теоретических законов Пирсона, Вейбулла, нормального и логарифмически нормального наилучшее соответствие с эмпирическими данными имеет закон нормального распределения. Верификация соответствия между теоретическим и нормальным распределением проводилась по критериям Пирсона, Холмогорова и ω_2 для 95%-ного уровня доверительной вероятности. Полученные результаты находятся в хорошем соответствии с результатами монографий [7, 8]. Данные статистической обработки представлены в виде дифференциальных кривых на рис. 3–6.

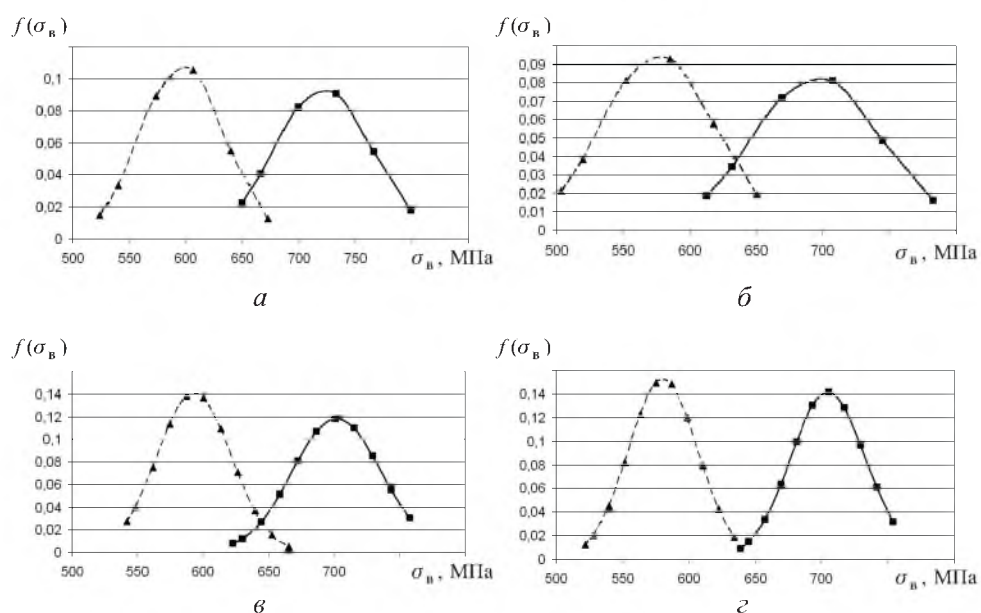


Рис. 3. Сравнение значений предела прочности σ_B для различных деталей корпуса реактора ВВЭР-1000 при 20°C (сплошные линии) и 350°C (штриховые линии). (Здесь и на рис. 4–6: a – для днища; b – для фланца; v – для обечайки активной зоны; z – для обечайки зоны патрубков.)

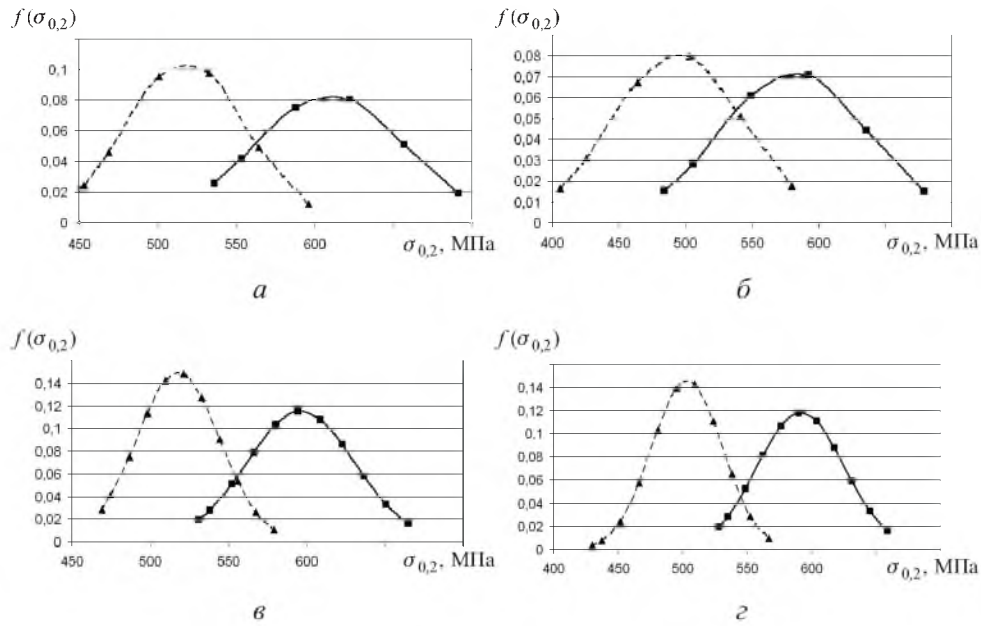


Рис. 4. Сравнение значений предела текучести $\sigma_{0,2}$ для различных деталей корпуса реактора ВВЭР-1000 при 20°C (сплошные линии) и 350°C (штриховые линии).

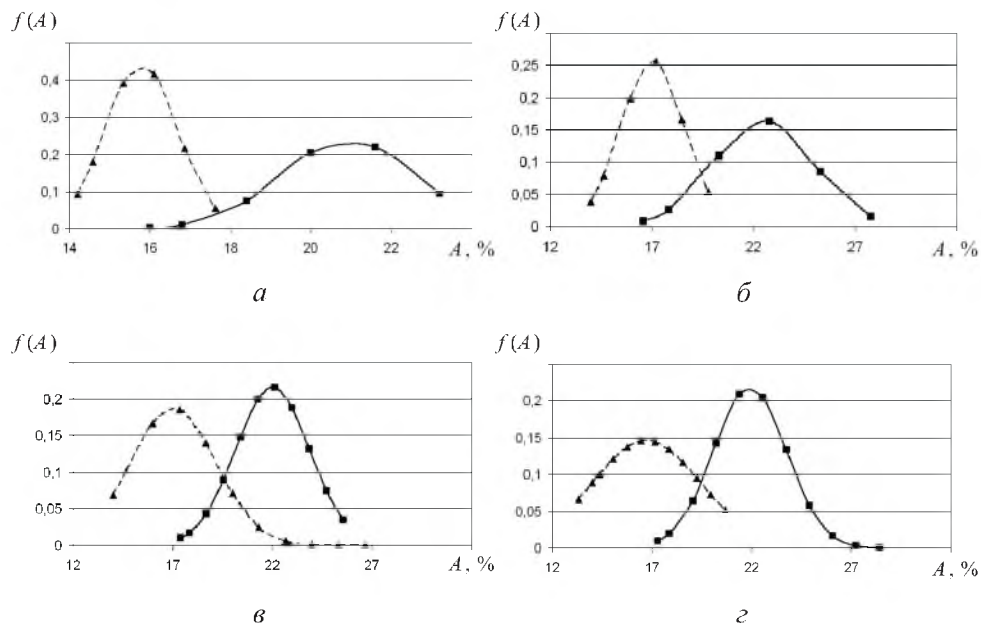


Рис. 5. Сравнение значений относительного удлинения A для различных деталей корпуса реактора ВВЭР-1000 при 20°C (сплошные линии) и 350°C (штриховые линии).

Сопоставление полученных данных с гарантированными значениями механических свойств заготовок стали 15Х2НМФА [9] показало, что уровень прочностных ($\sigma_{\text{в}}$ и $\sigma_{0,2}$) и пластических (A и Z) характеристик обеспечивается для всех компонентов корпуса реактора (фланец, днище,

обечайка зоны патрубков, обечайка активной зоны) с вероятностью более чем 99,6% как при 20°C, так при 350°C. Для отдельных компонентов запас между минимальными значениями фактических свойств основного металла и требованиями ТУ 108.765-78 весьма мал (~5%). В первую очередь это относится к относительному удлинению поковок при комнатной и повышенной температурах, используемых для изготовления днища и фланца, а также к пределам прочности и текучести металла поковок при 350°C, предназначенных для изготовления фланца.

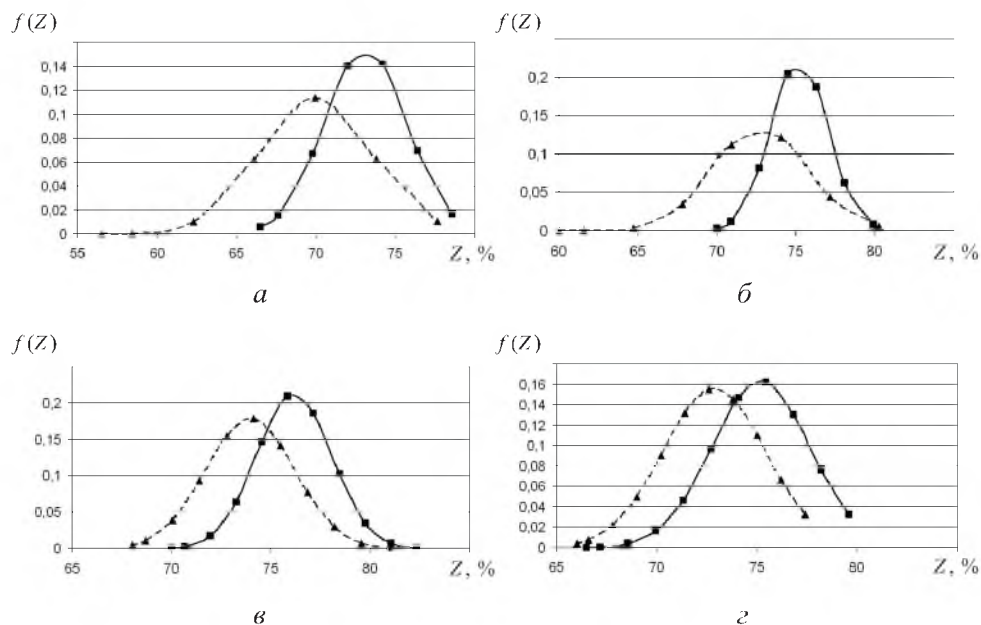


Рис. 6. Сравнение значений относительного поперечного сужения Z для различных деталей корпуса реактора ВВЭР-1000 при 20°C (сплошные линии) и 350°C (штриховые линии).

Представление полученных после статистической обработки результатов в виде интегральных кривых распределения той или иной характеристики позволяет более наглядно обнаружить дисперсию. Сопоставление этих зависимостей для значений σ_B , $\sigma_{0.2}$, A и Z при 20 и 350°C приведено на рис. 7 для основных заготовок корпуса реактора (фланец, днище, обечайка зоны патрубков, обечайка активной зоны). Наибольшая дисперсия по прочностным свойствам отмечается для материала фланца, наименьшая – для металла обечаек активной зоны. Это вполне объяснимо, так как толщины поковок для этих двух узлов корпуса реактора заметно отличаются (после чистовой механической обработки почти в два раза). Прочностные свойства металла днища, изготовленного из толстолистового проката и подвергнутого дополнительно пластической обработке при штамповке, естественно выше, чем материала поковок как при комнатной, так и повышенной температурах. В то же время для этого узла корпуса реактора пластические свойства (A и Z) всегда ниже, чем для остальных узлов. Требуемый уровень свойств по ТУ 108.765-78 для стали 15Х2НМФА обеспечивается с высокой степенью достоверности.

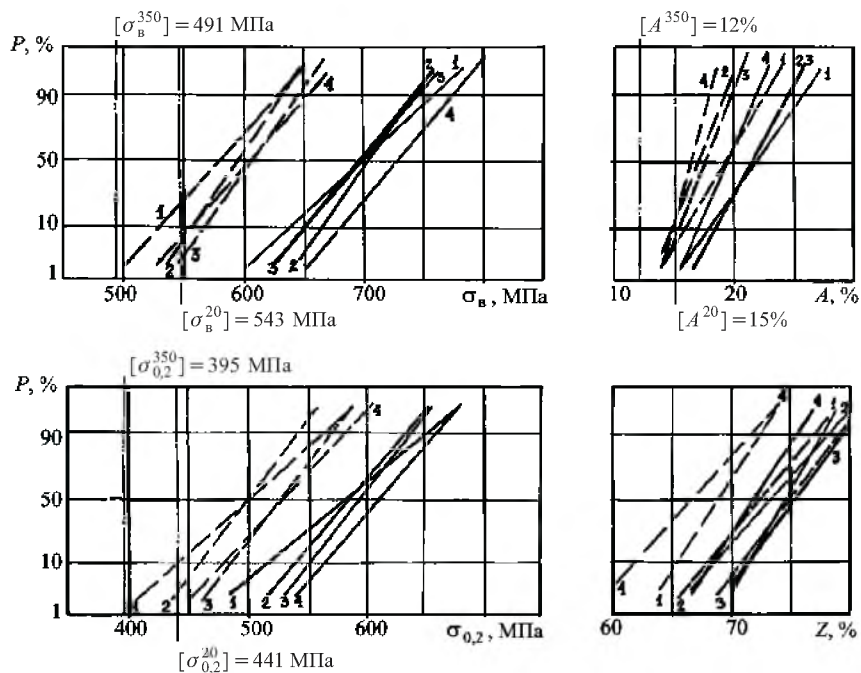


Рис. 7. Сопоставление механических характеристик деталей корпуса реактора: 1 – для фланца; 2 – для обечайки зоны патрубков; 3 – для обечайки активной зоны; 4 – для днища.

Статистический анализ механических характеристик отдельных узлов корпуса реактора до начала эксплуатации позволяет главному конструктору при проведении вероятностной оценки разрушения корпуса реактора использовать эти результаты вместо значений характеристик по ТУ 108.765-78. Однако при анализе состояния конкретного корпуса реактора на данный период эксплуатации кроме фактических стандартных механических характеристик материала и оценки их деградации в период эксплуатации необходимо располагать значениями характеристик, которые отражают его поведение при хрупком разрушении. В настоящее время такими характеристиками являются критическая температура хрупкости T_{k0} и вязкость разрушения K_{Ic} . При промышленном производстве корпусов реакторов ВВЭР-1000 характеристика T_{k0} определялась только для металла обечайки активной зоны и сварных кольцевых швов № 3 и 4 корпусов реактора ВВЭР-1000. Для других узлов и деталей ее определение не проводилось. Вместо с тем была предусмотрена упрощенная процедура испытаний образцов на ударную вязкость при определенных температурах, которая позволяла утверждать, что для этого материала $T_{k0} \leq 0$. Результаты статистической обработки значений T_{k0} для основного металла и сварного шва представлены на рис. 8.

Определение K_{Ic} для конкретных корпусов реакторов не проводилось. Вместе с тем сопротивление хрупкому разрушению стали 15X2НМФА и ее сварных швов изучено по различным критериям (температурные, силовые, энергетические) достаточно подробно. В обобщенном виде полученные результаты представлены на рис. 9 по данным экспериментов, выполненных и впервые систематизированных в [10]. В дальнейшем эти результаты поло-

жены в основу методики [11] и используются при оценке ресурса корпусов атомных реакторов на стадии эксплуатации [12].

В настоящей работе не рассматриваются вопросы, связанные с оценкой ресурса корпусов атомных реакторов на стадиях проектирования и эксплуатации, а также с влиянием эксплуатационных факторов на изменение свойств материала из-за теплового старения, поскольку они достаточно подробно изучались в работах [13, 14]. Что касается влияния нейтронного облучения на охрупчивание материалов в процессе эксплуатации, то эта проблема достаточно подробно рассмотрена в сборнике [15], в частности применительно к корпусам реакторов ВВЭР-1000 – в работе [16].

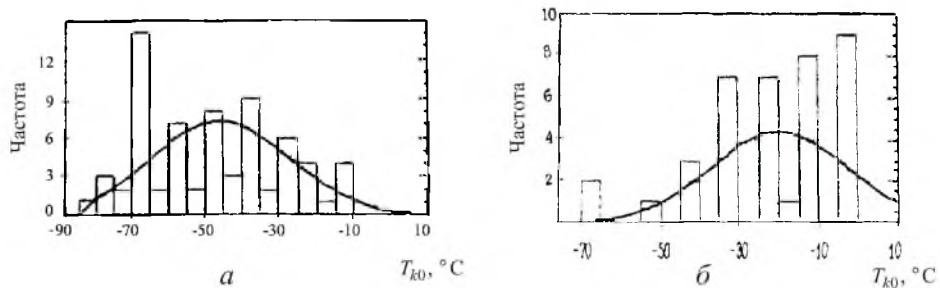


Рис. 8. Дисперсия значений T_{k0} для обечаек (а) и кольцевых швов № 3 и 4 корпусов реакторов ВВЭР-1000 (б) из стали 15Х2НМФЛ.

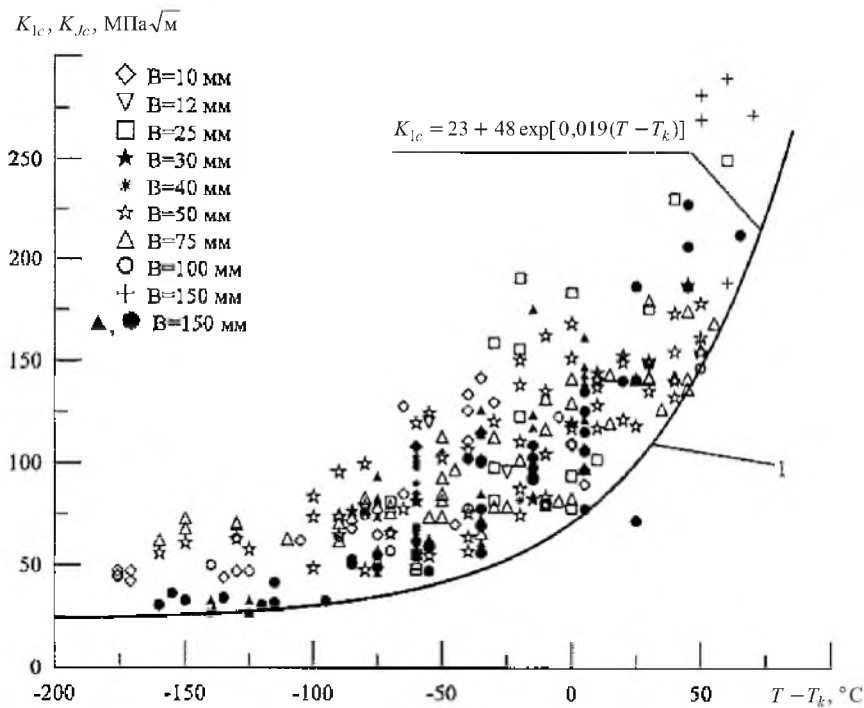


Рис. 9. Вязкость разрушения стали 15Х2НМФЛ: 1 – нижняя огибающая экспериментальных данных, построенная с 95%-ной вероятностью. (B – толщина материала.)

Относительно преимуществ варианта технологии сварки кольцевых швов корпусов реакторов ВВЭР-1000 и в первую очередь по применению тех или иных сварочных материалов, то эта информация приведена достаточно подробно ранее [17, 18].

Заключение. Статистический анализ механических характеристик металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 по паспортным данным заводов-изготовителей (Ижорский и “Атоммаш”) позволил оценить дисперсию значений пределов прочности и текучести, относительного удлинения и сужения промышленных заготовок стали 15Х2НМФА и ее сварных швов при температуре 20 и 350°С. Результаты анализа показали, что технология производства заготовки корпуса реактора оказывает влияние на механические свойства. Наибольшая дисперсия по прочностным свойствам отмечается для материала фланца, наименьшая – для металла обечаяк активной зоны, что может быть связано с толщиной стенок поковок (отличается в два раза) и проработкой металла при ковке. Прочностные свойства металла днища, изготовленного из толстолистового проката и подвергнутого дополнительно пластической обработке при штамповке, выше, чем металла других заготовок корпуса как при комнатной, так и повышенной температурах. В то же время пластические свойства (относительные удлинение и поперечное сужение) металла днища ниже по сравнению с таковыми остальных узлов корпуса. Однако требуемый уровень стандартных механических свойств при растяжении согласно ТУ108.765-78 на сталь марки 15Х2НМФА обеспечивается с высокой степенью достоверности (95%-ной вероятностью).

Оценена дисперсия значений критической температуры хрупкости T_{k0} для промышленных заготовок изготовленных корпусов реакторов и сварных кольцевых швов № 3 и 4, соединяющих обечайки активной зоны между собой. Полученная информация по исходным механическим характеристикам при растяжении, критической температуре хрупкости T_{k0} для изготовленных корпусов реакторов ВВЭР-1000 с 95%-ной вероятностью в совокупности с температурной зависимостью вязкости разрушения для этих материалов, определенной с такой же степенью достоверности, позволяет более обоснованно подойти к вероятностному анализу безопасности корпуса реактора ВВЭР-1000.

Резюме

За результатами статистичного аналізу механічних властивостей матеріалів для 19 корпусів реакторів ВВЕР-1000, що виготовлені на Іжорському заводі та заводі “Атоммаш”, оцінено дисперсію міцнісних і пластичних характеристик сталі 15Х2НМФА та її зварних швів. Визначені з 95%-ною імовірністю отримані значення не нижчі, аніж рівень властивостей за нормативною документацією. Наведені з такою ж вірогідністю параметри, що необхідні для імовірнісного розрахунку крихкої міцності корпуса реактора.

1. Нигматулин Б. И. Атомная энергетика России – проблемы и перспективы развития // Науч. практ. конф. “Развитие атомной энергетики и возможности продления сроков службы атомных энергоблоков” (ПСС АЭС-99, 24–26 мая 1999). – СПб., 1999. – С. 7 – 9.

2. Тупицын Л. В., Ковалев В. А., Шаврин А. И. и др. Сварка и наплавка при изготовлении головных корпусов изделия ВВЭР-1000 // Материалы краткосрочного семинара “Производство сварных конструкций в энергетическом машиностроении” (Ленинград, 20–21 декабря 1977). – Л., 1977. – С. 5 – 11.
3. Бережко Б. И., Игнатенко А. Г., Сергеев Ю. В. Крупные поковки для атомных реакторов // Прогрессивные материалы и технологии. – 1999. – № 3. – С. 30 – 38.
4. Тимофеев Б. Т., Жеребенков А. С., Чернаенко Т. А. Статистический подход к оценке качества и механических свойств сварных соединений. – Л.: ЛДНТП, 1982. – 21 с.
5. Zherebenkov A. S., Sobolev Yu. V., Timofeev B. T., and Chernaenko T. A. Analysis of mechanical properties of welded joints for water-cooled and water-moderated reactors // Voprosy sudostroenija. Serija “Svarka”. – 1983. – 35. – P. 76 – 83.
6. Timofeev B. T. Probabilistic distribution of mechanical properties and structure integrity characteristics for RPV materials // CSNI-PW3 Workshop on Probabilistic Structural Integrity Analysis and its Relationship to Deterministic Analysis (28 Feb. – 1 Mar. 1996). – Stockholm. – 26 p.
7. Степнов М. Н. Статистическая обработка результатов механических испытаний. – М.: Машиностроение, 1972. – 229 с.
8. Кордонский Х. Б. Применение теории вероятности в инженерной практике. – М.: Физматгиз, 1963. – 342 с.
9. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
10. Timofeev B. T., Karzov G. P., Blumin A. A., and Anikovskiy V. V. Fracture toughness of 15X2HMFA steel and its welds // Int. J. Press. Vess. Piping. – 1997. – 74, No. 3. – P. 165 – 172.
11. РД ЭО 0350-02. Методика прогнозирования температурной зависимости вязкости разрушения материалов корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 (МКс-КР-2000). – М., 2002. – 36 с.
12. РД ЭО 0353-20. Методика определения ресурса корпусов атомных реакторов ВВЭР в процессе эксплуатации (МРК-СХР-2000). – М., 2002. – 25 с.
13. Акбашев И. Ф., Максимов Ю. М., Пименов В. А., Марголин Б. З. Основные результаты апробации новых подходов в определении ресурса корпусов АЭС с ВВЭР // Тр. VII Междунар. конф. “Материаловедческие проблемы при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС” (17–21 июня 2002 г.). – СПб., 2002. – Т. 1. – С. 131 – 155.
14. Карзов Г. П., Тимофеев Б. Т., Чернаенко Т. А. Старение материалов оборудования АЭС при эксплуатации в течение проектного срока службы // Вопр. материаловедения. – 2005. – № 2 (42). – С. 92 – 110.

15. *Карзов Г. П., Тимофеев Б. Т.* Управление сроком службы оборудования атомных энергетических установок // Юбилейный сб. “Радиационное материаловедение и конструкционная прочность реакторных материалов”. – СПб.: ФГУП ЦНИИ КМ “Прометей”, 2002. – С. 71 – 88.
16. *Морозов А. М., Николаев В. А., Юрченко Е. В.* О влиянии легирующих и примесных элементов на радиационное охрупчивание никельсодержащих корпусных материалов реакторов ВВЭР-1000 // Радиационное материаловедение и конструкционная прочность реакторных материалов. – 2002. – С. 200 – 211.
17. *Горынин И. В., Игнатов В. А., Тимофеев Б. Т., Шкатов Ю. И.* Применение новых сварочных материалов для кольцевых швов на корпусах реакторов АЭС повышенной мощности // Автомат. сварка. – 1983. – № 10. – С. 38 – 42.
18. *Данасов А. В., Тимофеев Б. Т.* Сопоставление механических свойств металла кольцевых швов эксплуатирующихся реакторов ВВЭР-1000, выполненных по различным технологическим вариантам // Вопр. материаловедения. – 2000. – № 3. – С. 98 – 104.

Поступила 09. 11. 2005