

УДК 621.039.531

ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ БОРИСТЫХ СТАЛЕЙ В СУЩЕСТВУЮЩИХ И ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

© 2012 Д. В. Козлов¹, В.Д. Рисованный²

¹ Ульяновский государственный университет

² ОАО «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград

Поступила в редакцию 20.11.2012

В статье рассматриваются вопросы применения бористых сталей в качестве поглощающих материалов для изготовления органов управления и защиты. Рассматриваются стали марок СБ и СБЯ, в которых осуществлено легирование бором вплоть до уровня 2,0-2,2%(масс.). Такое высокое содержание бора влияет, как на исходные свойства стали, так и на эволюцию свойств и микроструктуры под облучением. Рассматриваются примеры эксплуатации бористых сталей в различных температурных и нейтронно-физических условиях, особенности накопления и перераспределения трансмутационного гелия, вопросы размерной стабильности, изменения пластичности, прочности и т.п.

Ключевые слова: бористые стали, поглощающие материалы, органы регулирования ядерных реакторов.

ВВЕДЕНИЕ

Бор подобно углероду оказывает весьма сильное влияние на свойства сталей даже в весьма малых концентрациях. Введение нескольких тысячных процентов бора в некоторые конструкционные стали улучшает итоговые механические свойства и легирование бором может в некоторых случаях служить удачной заменой легирования более дорогими элементами.

Кроме того бор, а точнее его изотоп ^{10}B , является одним из наиболее эффективных поглотителей нейтронов и это свойство с успехом применяется в атомной энергетике. Наиболее распространено использование бора в виде таблеток или порошка карбида бора, засыпаемого, как правило, в цилиндрическую оболочку и образующего сердечник пэла (т.е. элемента, поглощающего нейтроны). В зависимости от глубины погружения пэлов в активную зону происходит увеличение или уменьшение мощности активной зоны, либо даже ее экстренная остановка, в случае возникновения нештатных ситуаций. В ряде случаев достаточную нейтронно-физическую эффективность может обеспечить применение в качестве поглощающего материала стали, с содержанием бора около 1-2% (более высокое содержание бора делает сталь хрупкой). При этом бористая сталь может применяться как сердечник, с очехловкой из какого либо другого материала, так и без очехловки, выполняя одновременно

Козлов Дмитрий Владимирович, кандидат физико-математических наук, директор центра коллективного пользования научным оборудованием.

E-mail: kozlovdv@ulsu.ru

Рисованный Владимир Дмитриевич, доктор технических наук, заместитель директора.

E-mail: risovannyu@yandex.ru

менно роль конструкционного и функционального (поглощающего нейтроны) материала.

СВОЙСТВА БОРИСТЫХ СТАЛЕЙ, ПРИМЕНЯЕМЫХ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

В России практическое применение нашли бористые стали марок СБ и СБЯ, химический состав которых приведен в табл. 1.

Плавку бористых сталей проводят в индукционных печах. При этом потери бора не превышают 5% от начального содержания. Возможна обработка посредствомковки при температуре 1010-1150 °С. При температуре ниже 1010 °С сталь становится хрупкой, а при температуре выше 1150 °С – красноломкой [1, 2].

Структура бористой стали состоит из раствора хрома в гамма-фазе железа и из боридной фазы (CrB_2 , FeB_2), которая на металлографических шлифах имеет реечную форму [3, 4]. При легировании вольфрамом и молибденом повышается жаростойкость стали и измельчается боридная фаза, что позволяет использовать сталь СБ-2 при более высокой температуре эксплуатации [4].

Теплофизические свойства бористых сталей близки к свойствам нержавеющей сталей. Бористые стали имеют достаточно высокую коррозионную стойкость при работе в водном теплоносителе. Довольно низкая пластичность бористых сталей обуславливает технологические трудности при ковке, прокатке и прессовании изделий из них. Сварку бористых нержавеющей сталей с получением швов, эквивалентных по прочности свариваемому материалу, производят при двойной V-образной разделке свариваемых кромок и наплавлении шва аргонодуговой горелкой со специальным электродом.

Таблица 1. Массовое содержание легирующих элементов в бористых сталях

Марка	Массовое содержание, %								
	Fe	B	Cr	Ni	Co	Al	C	Mo	W
СБ-2	Основа	2,0-2,2	17-20	32-36	–	–	–	7-9	3-4
СБЯ-2	"	1,6-2,0	19-22	15-18	0,02	0,4	0,05	–	–

Механическую обработку литых заготовок из бористых сталей с массовым содержанием бора до 2 % выполняют резцами из обычной быстрорежущей стали.

Радиационная стойкость бористых сталей согласно данным, приведенным в работе [1], характеризуется:

- уменьшением вязкости от 60 до 90 % при флюенсе нейтронов $F = 3 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$;
- увеличением линейных размеров образцов на 1-2 % при $F = 1 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$;
- увеличением предела прочности на 50-100 % при $F = 3 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$;
- увеличением предела текучести более чем на 200 % при $F = 3 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$.

Приведенные данные показывают, что элементы органов регулирования из бористых сталей целесообразно выполнять литыми с последующей механической обработкой. Использование этих деталей в качестве несущих нежелательно, а монтаж их на несущих элементах должен учитывать возможность распухания и изменения геометрии в процессе работы в реакторе.

ПРИМЕНЕНИЕ БОРИСТОЙ СТАЛИ В ДЕЙСТВУЮЩИХ РЕАКТОРАХ

В ядерной технике используют вкладыши из бористой стали, имеющие в сечении форму шестигранника или кольца. Шестигранные вкладыши используют в реакторах ВВЭР-440. Вкладыши в виде кольцевых втулок нашли применение, в частности, в органах регулирования реакторов РБМК-1000, ВК-50, ВВЭР-2 АЭС «Райнсберг».

Изделия из бористой стали СБЯ-2 исследовали после эксплуатации в составе стержней дополнительного поглотителя (ДП) на Ленинградской АЭС (РБМК-1000) в течение 826 эфф.сут при температуре воды 270 °С, давлении 7,4 МПа до максимального флюенса нейтронов $2,1 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$. На некоторых втулках наблюдались трещины, увеличение их диаметра составило 4,9 %. Втулки, сохранившие целостность, имели увеличение диаметра до 1,1 %. Трещины и разрушения втулок отмечались уже после облучения в течение 608 эфф.сут. При этом доля втулок с трещинами составляла более 5 % от общего количества обследованных. Основные причины растрескивания втулок – снижение пластичности металлической матрицы под облучением и накопление гелия, образующегося

по p, α -реакции на изотопе ^{10}B . Кроме того, в процессе изготовления втулок неизбежно образование раковин, включений, других неоднородностей, которые при облучении становятся концентраторами напряжений и вызывают разрушение. Напряжения во втулках возникают как от внешнего воздействия (давление теплоносителя, перемещение изделий), так и от неравномерного выгорания изотопов ^{10}B по сечению образцов.

В работах [5, 6] приведены данные по исследованию шестигранных втулок из бористой стали СБЯ-2, которые эксплуатировались в реакторе ВВЭР-2 АЭС «Райнсберг» в течение семи календарных лет до максимального флюенса тепловых нейтронов $3,14 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$. Трещины, изменения формы и потертости отсутствовали. Объемное распухание материала достигало 1,7 %, что вызвало увеличение размера под ключ около 0,16 мм. После отжига при температуре 800 °С в течение 1–3 ч объемное распухание материала составило 4,3-4,7 %.

Из грани шестигранника вырезали образцы размером 6х6х50 мм. В ряде случаев происходило взрывоподобное разрушение образцов, обусловленное хрупкостью материала и наличием в нем высоких напряжений. Почти в два раза увеличились прочностные характеристики стали. При испытании вырезанных образцов на изгиб предел прочности возрос от 630-860 МПа у необлученного материала до 1100-1500 МПа после реакторного облучения. Пластический прогиб уменьшился соответственно от 0,153 – 0,293 мм до нуля. Микротвердость матрицы увеличилась на 60 % (от 1560 до 2300-2500 МПа).

После облучения в микроструктуре стали были обнаружены полости, заполненные гелием. Полости преимущественно располагались вокруг боридов. Распределение полостей по сечению образцов неравномерно. Было измерено выгорание изотопа ^{10}B по толщине стенки втулки, равной 6 мм (рис. 1). С внешней стороны втулки выгорание составило 45-60 %, с внутренней 37-46 %, в центральной области 24-33 %. Более высокое выгорание изотопа ^{10}B на внутренней поверхности втулок по сравнению с центральными слоями материала связано с «ловушечным» эффектом в результате замедления нейтронов в воде, заполняющей внутреннюю полость втулок.

Втулки из стали СБ-2М эксплуатировались в органах регулирования Билибинской АЭС в

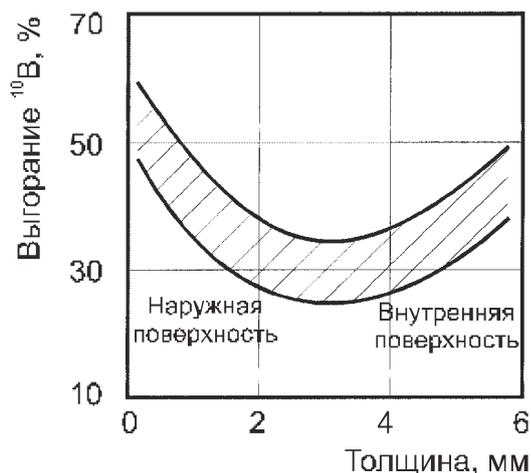


Рис. 1. Зависимость выгорания изотопа ^{10}B от толщины стенки втулки из стали СБЯ-2 после облучения в реакторе ВВЭР-2 АЭС "Райнсберг" в течение 7 лет до флюенса нейтронов $3,14 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$

течение 1523 эфф. сут при температуре 500-600 °С до максимального флюенса нейтронов $2,4 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$. Максимальное увеличение диаметра втулок (39x3 мм) составило 1,9 %. Увеличение диаметра втулок с трещинами превышало 2,0 %. В результате проведения систематических измерений была определена зависимость увеличения линейных размеров (диаметра) от флюенса нейтронов:

$$\Delta d/d = 0,54 \cdot 10^{-21} / F, \%$$

где F – флюенс нейтронов, см^{-2} .

Эффективность стержня АР, в процессе эксплуатации постоянно находившегося в активной зоне реактора в течение 921 эфф. сут, уменьшилась на 20 % по сравнению с исходной.

Исследовали втулки из бористой стали СБ-2, облучавшиеся в органах регулирования реактора АСТ-1. Продолжительность эксплуатации изделий составила 469 эфф.сут при мощности реактора 5 МВт. Облучение проводили в воздушной среде при температуре втулок 400-820 °С до максимального флюенса быстрых ($E > 0,8 \text{ МэВ}$)

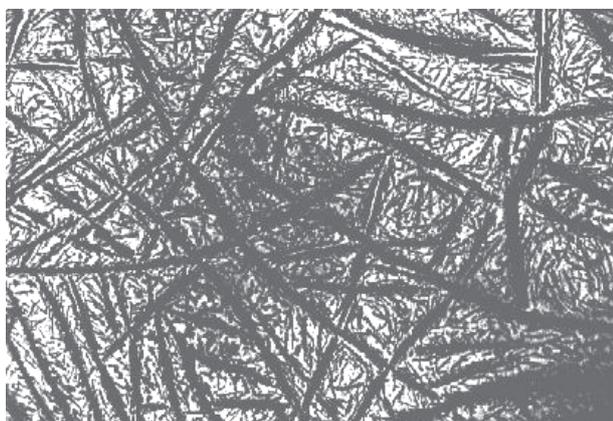


Рис. 3. Структура бористой стали СБ-2 после реакторного облучения

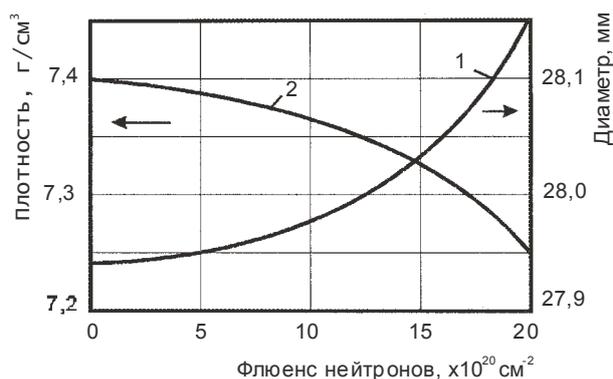


Рис. 2. Зависимость изменения диаметра (1) и плотности (2) втулок из стали СБ-2 от флюенса нейтронов ($E > 0,8 \text{ МэВ}$) при температуре облучения 400-820 °С

и тепловых ($E < 0,5 \text{ эВ}$) нейтронов $2,16 \cdot 10^{21}$ и $0,84 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ соответственно. После реакторных испытаний втулки имели блестящую поверхность, видимых коррозионных и механических повреждений не обнаружено.

В результате облучения с ростом флюенса нейтронов происходило увеличение диаметра втулок с одновременным уменьшением плотности материала (рис. 2). Максимальное уменьшение плотности и увеличение диаметра стали СБ-2 при флюенсе нейтронов $2 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ ($E > 0,8 \text{ МэВ}$) составило 2,02 и 0,75% соответственно.

В результате металлографических исследований заметных различий в структуре бористой стали после реакторных испытаний не выявлено (рис. 3). С увеличением флюенса нейтронов происходило упрочнение материала. При флюенсе нейтронов 10^{21} см^{-2} ($E > 0,8 \text{ МэВ}$) микротвердость H_{μ} составила 3200 МПа, а при $2 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ ($E > 0,8 \text{ МэВ}$) $H_{\mu} = 4000 \text{ МПа}$.

Аналогичные результаты приведены в работах [3, 4]. Исследовали бористую сталь с широким диапазоном содержания бора: 0,3-3,0 %. У

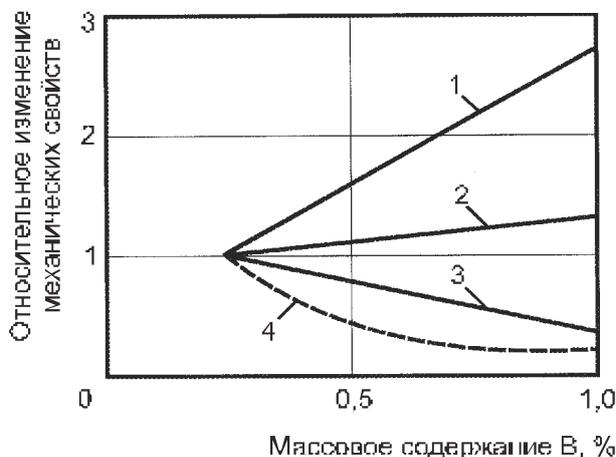


Рис. 4. Относительное изменение механических характеристик бористых сталей от содержания бора: H_R (1); y_b (2); d (3); a_k (4)

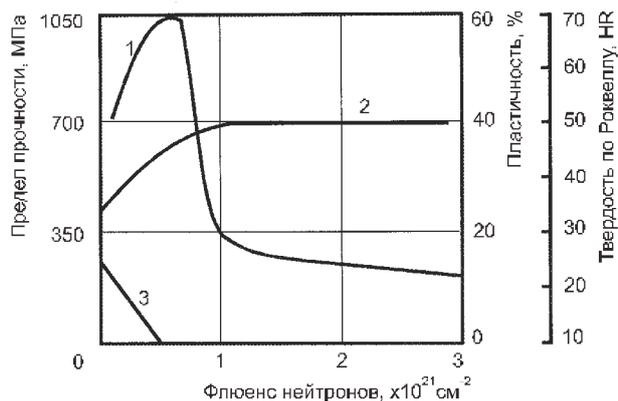


Рис. 5. Изменение механических характеристик бористой стали с массовым содержанием бора 1 % от флюенса нейтронов [7]: предел прочности (1); твердость (2); удлинение (3)

бористых нержавеющей сталей аустенитного класса с содержанием ^{10}B от 0,5 до 1,0 %, облученных до флюенса нейтронов $1 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$, увеличились размеры на 1-2 %, а при 35 %-ном выгорании изотопа ^{10}B размеры изменились на 2,3 и 4,2 % соответственно. В результате облучения ряда бористых сталей при температуре 530 660 и 750-870 °С их структура, объем и механические свойства изменились.

Приведены результаты по изменению механических свойств бористых сталей в зависимости от содержания в них бора (рис. 4.) [7]. При увеличении содержания бора от 0,25 до 1 % твердость HR увеличилась в 2,8 раза, предел прочности $\sigma_{\text{в}}$ в 1,4 раза, пластичность δ снизилась более чем в 2, а стойкость к ударным нагрузкам $a_{\text{к}}$ в 4 раза.

Показано, что с увеличением флюенса нейтронов на ранних этапах облучения наблюдается резкое увеличение предела прочности. Для сплава с содержанием бора 1 % прочность возрастает на 50 % при флюенсе нейтронов $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ (рис.5.). При этом пластичность снижается практически до нуля. Последующее облучение сопровождается снижением прочности материала, и при флюенсе нейтронов $1 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ она становится в два раза меньше исходных значений. В процессе облучения также изменилась твердость материала, которая при флюенсе нейтронов $1 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ увеличилась почти в 2 раза. Дальнейшее облучение не сопровождалось увеличением твердости [7].

ОБСУЖДЕНИЕ

Высокое содержание бора, необходимое для обеспечения нейтронно-физической эффективности, является причиной основного, вызванного нейтронным облучением явления, накопления и перераспределения трансмутационного гелия.

Как видно из приведенных выше данных накопление это весьма существенно, и служит причиной как упрочнения, так и радиационного распухания изделий. Пузырьки гелия при достаточно высоких флюенсах обнаруживаются на границах боридов, а облучение при средних и высоких температурах (400 °С и выше) приводит к их образованию и вдали от частиц борсодержащих фаз. Неравномерность выгорания ^{10}B по сечению изделий приводит к неравномерному распуханию и возникновению существенного градиента механических напряжений. Вместе со снижением пластичности, которое вызвано радиационным упрочнением, это облегчает возникновение трещин. Вместе с тем, обнаруженные эффекты существенно зависят от параметров облучения, таких как температура облучения, спектр нейтронного потока, набранный флюенс, и в тоже время могут быть нивелированы изменением конструктива поглощающих элементов. Например, механические напряжения, возникающие при распухании толстостенной втулки могут быть уменьшены заменой ее на несколько тонкостенных втулок, вложенных одна в другую и т.п.

Вместе с тем при умеренных флюенсах возможна эксплуатация борсодержащих сталей и при достаточно высоких температурах порядка 500-700 °С. Это позволяет говорить о них как о кандидатных материалах в первую очередь для реакторных установок с водой под давлением, разрабатываемых в настоящее время. Особенно интересным может быть использование таких поглощающих материалов в реакторах типа КЛТ-40 и ему подобных, разрабатываемых для плавучих АЭС, где сравнительно низкая энергонапряженность активной зоны и невысокая температура эксплуатации позволяют предположить длительный срок службы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Влияние нейтронного облучения на микроструктуру и механические свойства борсодержащих сталей проявляется в «традиционном» упрочнении, снижении пластичности и охрупчивании, связанном с образованием радиационных дефектов, а так же в накоплении и диффузионном перераспределении трансмутационного гелия образующегося в ходе протекающей с участием ^{10}B (n, альфа)-реакции.

2. Накапливающийся гелий, кроме влияния на механические свойства, является причиной радиационного распухания, приводящего к деформациям деталей, и, как следствие, существенным градиентам напряжений в толстостенных конструкциях. До некоторой степени рост гелиевых пузырей и связанное с этим распуха-

ние уменьшается с понижением температуры ниже 350-300 °С.

3. Перспективным может быть использование таких поглощающих материалов в реакторах типа КЛТ-40 и ему подобных, разрабатываемых для плавучих АЭС, где сравнительно низкая энергонапряженность активной зоны и невысокая температура эксплуатации позволяют предположить длительный срок службы.

Работа выполнена при поддержке Минобрнауки в рамках ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009 – 2013 годы и государственного задания на 2012-2014 гг.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Емельянов И.Я., Ефанов А.И., Константинов Л.В. Научно-технические основы управления ядерными реакторами. М., Энергоиздат, 1981, 360 с.
2. Prus L.B., Byron E.S., Thompson J.F. Nucl. Sci. Eng., 1958. V.4.P.415.
3. Емельянов И.Я., Гребенников Р.В., Сергеев Б.С. и др. Влияние вольфрама и молибдена на радиационную стойкость бористогохроможелезоникелевого сплава. Труды конференции СЭВ “Атомная энергетика, топливные циклы, радиационное материаловедение” М. Изд-во СЭВ, 1971 г. С.495-505
4. Котельников Ю.Г., Пономаренко В.Б., Чернышов В.М. и др. Современное состояние проблем поглощающих материалов для ядерных реакторов различного назначения. Труды третьей межотраслевой конференции по реакторному материаловедению. Димитровград, 1994. Т.1. С.12-25.
5. Кузнецов С.А., Пономаренко В.Б., Меламед В.Е. и др. Радиационная стойкость поглощающих материалов для регулирующих органов системы управления и защиты ядерных реакторов АЭС // Сб.докл. Международной конференции по радиационному материаловедению. Харьков: ХФТИ, 1990. Т.3.С.189-198.
6. Murgatroyd R.A., Kelly V.T. Technology and assessment of neutron absorbing materials. J. Atomicenergyreview. 1977. v.15. №1. P.3-74.
7. Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2000 году. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. С.43-44.
8. Худяков А.А., Островский З.Е., Рисованный В.Д., и др. Состояние сплава СБЯ после 31 года эксплуатации в реакторе ВК-50 // Атомная энергия. 2002. Т.92. Вып.2. С.114-118.

BORON STEEL APPLICATION FOR THE OPERATING AND FUTURE NUCLEAR REACTOR

© 2012 D.V. Kozlov¹, V.D. Risovaniy²

¹Ulyanovsk State University

²Joint Stock Company “State Scientific Center Research Institute of Atomic Reactors”, Dimitrovgrad

In article the questions use of boron steel as neutron absorbing materials for the manufacture of control rods are discussed. Regarded steel grades SB and SBN, which performed up to the boron doping level of 2.0-2.2% (by weight). This high boron content influences on initial properties of steel, and the properties and microstructure evolution under irradiation. The examples of the operation of boron steel in different temperature and neutron-physical conditions, especially the accumulation and redistribution of transmutation helium questions dimensional stability change plasticity, strength, etc.

Key words: boron steel, absorbing materials, regulators of nuclear reactors.

Kozlov Dmitry, Candidate of Technics, Director of the Scientific Equipments Using Centre. E-mail: kozlovdv@ulsu.ru
Risovaniy Vladimir, Doctor of Technics, Deputy Director.
E-mail: risovaniy@yandex.ru