

## Раздел второй

# МАТЕРИАЛЫ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

УДК 669.15-194:621.039.536.2

## МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ НОВЫХ ПРИНЦИПОВ ПОВЫШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛОУСТОЙЧИВЫХ СТАЛЕЙ ДЛЯ КОРПУСОВ АЭУ И ИХ ПРАКТИЧЕСКАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ

*Г.П. Карзов, И.В. Теплухина*

*ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург, Россия*

Рассмотрены материаловедческие аспекты новых принципов повышения уровня как механических, так и служебных характеристик теплоустойчивых Cr-Mo-V и Cr-Ni-Mo-V конструкционных сталей для корпусов атомных реакторов за счет рационального легирования и применения прецизионных технологий на всех стадиях металлургического передела. Показано, что основным способом улучшения механических характеристик и уменьшения деградации свойств корпусных материалов является стабилизация состава и размера упрочняющих фаз, а также получение твердого раствора с минимальной степенью пересыщения элементами, образующими избыточные фазы под воздействием эксплуатационных факторов при одновременном управлении формированием структуры материала на всех масштабных уровнях.

### ВВЕДЕНИЕ

Принятая Правительством РФ Федеральная целевая программа «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года» предусматривает строительство серийных блоков мощностью 1200 МВт начиная с 2007 года на основе освоенных в нашей стране реакторов типа ВВЭР-1000 с темпом не менее 2 ГВт в год [1]. При этом Российским агентством по атомной энергии принято решение в качестве базовой модели серийных блоков АЭС использовать реакторы мощностью 1000 МВт и более, изготовленных из стали 15X2НМФА(А) (таблица) с увеличенным сроком службы (проект АЭС-2006).

Однако анализ опыта эксплуатации реакторов ВВЭР-1000 из стали 15X2НМФА(А) показывает, что задача обеспечения требований, предъявляемых к реакторам серии АЭС-2006, в частности обеспечения более длительного срока службы, представляется не столь очевидной. Это обусловлено увеличением на 10 % единичной мощности нового блока по сравнению с ВВЭР-1000 и повышением срока службы до 60 лет, т.е. с 300 до ~ 450 тыс. ч, что увеличивает, хотя и незначительно, проектный флюенс быстрых нейтронов на корпусе (до  $6,7 \cdot 10^{19}$  нейтр./см<sup>2</sup>). Расчеты показывают, что при использовании действующего норматива сдвиг критической температуры хрупкости материала корпуса реактора ВВЭР-1200 проекта АЭС-2006 (в случае изготовления его из используемой в настоящее время стали 15X2НМФА) при флюенсе  $6,7 \cdot 10^{19}$  нейтр./см<sup>2</sup> составит величину  $\approx 90 \dots 100$  °С, что определит критическую температуру хрупкости в конце срока эксплуатации на уровне  $\approx 70$  °С. Данная температура весьма близка к предельно допустимому значению критической температуры

хрупкости, определяемой при расчете корпуса для различных аварийных ситуаций.

В настоящее время за рубежом для вновь создаваемых атомных реакторов в соответствии с рекомендациями EUR стремятся ограничить флюенс нейтронов на стенку корпуса реактора значением  $1 \cdot 10^{19}$  нейтр./см<sup>2</sup> с тем, чтобы не допустить превышения критической температуры хрупкости металла корпуса реактора значения плюс 30 °С в конце срока эксплуатации. Это обеспечивает запас на неопределенности, неучтенные при проектировании, и возможность продления в дальнейшем срока службы корпуса реактора. Такой подход с учетом возрастания единичной мощности реактора приводит к необходимости увеличения диаметра корпуса реактора до 6000 мм и более. Для нашей страны этот путь в настоящее время представляется тупиковым, так как, с одной стороны, наша промышленность не может производить цилиндрические поковки диаметром свыше 5400 мм, с другой стороны, исключительно важным для наших условий является сохранение возможности транспортировки корпусов реакторов по железной дороге.

Подобное обстоятельство не может не сказаться на конкурентоспособности нового реактора ВВЭР-1200, изготовленного из стали 15X2НМФА(А), на внешнем рынке и на привлекательности проекта в целом.

Тем не менее с учетом результатов последних исследований в области радиационного материаловедения, а также развития современной технологической базы, используемой при производстве корпусов АЭУ, возможно создание реактора, удовлетворяющего основному положению EUR по обеспечению критической температуры хрупкости материала корпуса не выше плюс 30 °С в конце проектного срока эксплуатации.

Химический состав российских сталей для корпусов реакторов типа ВВЭР

Марка стали	Химический состав, %									
	C	Mn	V	Cr	Ni	Mo	Si	P	S	Cu
15X2МФА	0,13...0,18	0,30...0,60	0,25...0,35	2,50...3,00	≤0,40	0,60...0,80	0,17...0,37	≤0,020	≤0,020	≤0,30
15X2МФА-А	0,13...0,18	0,30...0,60	0,25...0,35	2,50...3,00	≤0,40	0,60...0,80	0,17...0,37	≤0,007	≤0,007	≤0,07
15X2НМФА-А	0,13...0,18	0,30...0,60	0,10...0,12	1,80...2,30	1,00...1,50	0,50...0,70	0,17...0,37	≤0,010	≤0,012	≤0,10
15X2МФА-А мод. А	0,15...0,18	0,30...0,60	0,25...0,35	2,70...3,00	0,20...0,40	0,60...0,80	0,17...0,37	≤0,007	≤0,007	≤0,07

Данное условие может быть обеспечено в результате применения конструкционного материала с более высоким сопротивлением радиационному и тепловому охрупчиванию, чем сталь 15X2НМФА(А), которое при флюенсе  $1 \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup> обеспечивает величину расчетного сдвига  $\Delta T_{KF}$  на уровне 50 °С, а абсолютное значение  $T_{KF}$  в конце проектного срока эксплуатации с учетом исходных значений характеристик сопротивления хрупкому разрушению не выше +30 °С. Такой материал может быть создан на основе стали Cr-Mo-V-композиции, применяемой для изготовления реакторов типа ВВЭР первых проектов.

В настоящей статье рассматриваются материаловедческие аспекты новых принципов повышения эксплуатационных характеристик применяемых теплоустойчивых сталей для корпусов АЭУ, показана возможность их практической реализации в приемлемые сроки на основе уже созданных новых модификаций реакторной стали.

Также рассмотрены возможности повышения уровня как механических, так и служебных характеристик теплоустойчивых Cr-Mo-V конструкционных сталей для корпусов атомных реакторов на основе рационального легирования и применения прецизионных технологий на всех стадиях металлургического передела.

### ИЗМЕНЕНИЕ ТРЕБОВАНИЙ К МАТЕРИАЛУ КОРПУСА РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР В ПРОЦЕССЕ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Технические требования к корпусной реакторной стали, сформулированные на момент создания первых реакторов типа ВВЭР, заключались в следующем:

1. Обеспечение уровня прочности КР40 ( $\sigma_{0,2} \geq 390$  МПа,  $\sigma_b \geq 490$  МПа) при температуре 350 °С, 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.

Несмотря на определенную взаимную противоречивость некоторых из этих требований, такой материал был создан на основе Cr-Mo-V легирующей композиции.

В период 1955-1957 гг. коллективом исследователей ЦНИИ КМ «Прометей» была разработана радиационно-стойкая сталь 48ТС (15X2МФА, см. таблицу), уровень прочности которой для полуфабрикатов толщиной под термическую обработку до 400 мм соответствовал категории прочности КР-40 при значениях исходной критической температуры хрупкости  $T_{K0} \leq 0$  °С

Из этой стали на Ижорском заводе изготавливались сварные корпуса реакторов ВВЭР первых поколений АЭС, строившихся в СССР, ГДР, Болгарии, Чехословакии, Венгрии и Финляндии с 1960 по 1980 гг., а также корпуса реакторов транспортных энергоустановок первых трех поколений, включая ледокольные. Большая часть реакторов серии ВВЭР-440 остается в эксплуатации до настоящего времени.

Создание реакторов стационарных АЭС типа ВВЭР-1000 имело целью увеличение мощности блоков. Это привело к увеличению диаметра корпуса до 4,5 м при утолщении его стенки в цилиндрической части до 220 мм и повышению требований к гарантированному уровню прочности стали до категории КР-45. Начиная с 1976 года, для изготовления толстостенных корпусов реакторов ВВЭР-1000, в связи с изменениями требований к материалу корпуса вместо применяемой для изготовления корпусов реакторов ВВЭР-440 стали 15X2МФА(А) стала применяться сталь 15X2НМФА(А), содержащая до 1,5 % никеля (см. таблицу). Считалось, что именно добавка никеля при некоторой корректировке содержания хрома и ванадия позволяет обеспечить необходимые прочностные свойства стали, соответствующие категории прочности КР-45 (вместо КР-40 для стали 15X2МФА(А)), при одновременно высоком сопротивлении хрупкому разрушению, а также лучшую прокаливаемость в больших сечениях.

При этом предполагалось, что дополнительные меры по усовершенствованию металлургических

технологий и противофлокеной обработки позволят обеспечить качество заготовок из стали новой марки 15X2НМФА, а чувствительность к тепловому и радиационному охрупчиванию существенно не увеличится благодаря значительному ужесточению требований по допускаемому техническими условиями предельному содержанию в стали примесей фосфора и меди. К тому же проектный флюенс на корпусе реактора был уменьшен примерно в пять раз по сравнению с ВВЭР-440, и расчетная температура теплоносителя увеличена на 20 °С.

### **ДЕГРАДАЦИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ И СЛУЖЕБНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК МАТЕРИАЛА КОРПУСА РЕАКТОРА ПОД ВЛИЯНИЕМ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ**

Отечественный и зарубежный опыт эксплуатации различных конструкций показывает, что преждевременные разрушения в основном связаны с деградацией свойств материала в результате структурных превращений, происходящих в материале на разных масштабных уровнях под воздействием условий эксплуатации с течением времени.

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.

По современным представлениям радиационное охрупчивание корпусных сталей является процессом старения, реализуемым путем диффузии, стимулированной облучением. Это может быть образование выделений, декорирование примесями структурных несовершенств, возникших в процессе облучения, образование сегрегаций на границах зерен и субграницах и др. Хотя некоторая часть охрупчивания может быть обусловлена собственно радиационными дефектами, общепризнано, что решающее влияние на процесс охрупчивания оказывает процесс старения, протекающий по самым различным механизмам, в том числе и по таким, которые при отсутствии облучения не могут реализоваться. Процессы, приводящие к охрупчиванию и протекающие с различной скоростью, могут происходить либо одновременно, либо быть разнесены во времени. При этом может наблюдаться увеличение скорости охрупчивания после относительно длительного затухания с постепенным увеличением вклада медленных процессов и подключением новых механизмов. Для корпусных сталей, структура которых представляет собой пересыщенный твердый раствор с упрочняющими фазами, наиболее важными

структурно-физическими аспектами, определяющими их работоспособность, является равномерность и однородность распада твердого раствора как в период формирования свойств материала, так и в процессе эксплуатации. При этом для материалов корпусов атомных реакторов критерием стабильности структуры может служить сохранение формы дозовой зависимости изменения характеристик сопротивления хрупкому разрушению от флюенса быстрых нейтронов.

В реакторном материаловедении имеется обширная литература, посвященная изучению влияния нейтронного облучения на свойства ферритоперлитных сталей разного уровня прочности. Несмотря на накапливаемую в течение почти 50-ти лет информацию по влиянию реакторного облучения на хорошо освоенные промышленностью стали, природа радиационного повреждения материалов корпусов, эксплуатирующихся в течение длительного времени, до настоящего времени до конца не изучена. Кроме того, традиционно используемые параметры по условиям облучения (число смещений на атом и плотность потока нейтронов, температура облучения и др.) являются недостаточными, так как явление старения материалов связано с продолжительной эксплуатацией корпусов реакторов. В связи с этим необходим тщательный анализ накапливаемой информации при оценке радиационного повреждения сталей с учетом фактора времени.

Как показали многочисленные исследования, за деградацию свойств корпусных материалов, выражающуюся в сдвиге температуры вязкохрупкого перехода, отвечают несколько механизмов: упрочнение стали под облучением, образование зернограницных сегрегаций примесей и образование сегрегаций примесей на межфазных границах преципитатов, обогащенных Ni, Mn и Si, причем протекают они не на протяжении всего времени облучения и не всегда одновременно [2]. Легирование стали этими элементами вызывает снижение радиационной стойкости и вследствие этого изменение вида зависимости радиационного охрупчивания от флюенса быстрых нейтронов.

Как было отмечено выше, увеличение содержания никеля в стали 15X2НМФА(А) по сравнению со сталью 15X2МФА(А) приводит к повышению прокаливаемости, т.е. к образованию низкотемпературных продуктов распада аустенита (бейнита) при закалке толстостенных полуфабрикатов, что обеспечивает получение требуемого исходного уровня прочности и вязкости.

Однако увеличение содержания никеля сверх определенных пределов приводит к значительному ухудшению радиационной стойкости [3-10] и увеличению чувствительности к отпускной и тепловой хрупкости [3,9-12], в результате чего может значительно снизиться эксплуатационная надежность.

В последнее время были получены результаты, показывающие увеличение скорости охрупчивания стали 15X2НМФА-А (так называемое «вторичное

охрупчивание») после длительной стадии «затухания», которое не описывается зависимостями, представленными в [13].

Исследования показали [14,15], что зависимость сдвига критической температуры хрупкости от флюенса нейтронов для стали 15X2НМФА-А и ее сварных швов аппроксимируется степенной функцией с более высоким значением показателя степени, чем 0,33, рекомендуемое в [13]. В интервале флюенсов от  $10^{19}$  до  $3 \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup> величина степенного показателя может достигать значений 0,75...0,80, что свидетельствует о существенном вкладе в радиационное повреждение никельсодержащих материалов механизма, связанного с формированием в структуре ферритной матрицы неравновесных кластеров на основе никеля.

Данные по радиационному охрупчиванию корпусов атомных реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, представленные в [2], показывают, что значения флюенса, с которого начинается ускорение радиационного охрупчивания, составляет для стали 15X2МФА -  $(60...80) \cdot 10^{23}$  нейтр./м<sup>2</sup>, а для стали 15X2НМФА -  $(5,6...6,4) \cdot 10^{23}$  нейтр./м<sup>2</sup>, т.е. на порядок меньше.

Анализ имеющихся экспериментальных данных, а также обобщение результатов испытаний образцов-свидетелей стали 15X2МФА(А), содержащей никель в количестве не более 0,4 %, показывает, что сталь 15X2МФА-А и металл её сварных швов имеют общую дозовую зависимость. При этом для металла, имеющего примесный эквивалент не выше 0,012 (соответствует материалам с литерой А), нормативная кривая лежит выше массива экспериментальных данных [16]. Коэффициент радиационного охрупчивания металла с примесным эквивалентом не выше 0,012 находится в пределах 9...12, а форма дозовой зависимости изменения характеристик сопротивления хрупкому разрушению от флюенса быстрых нейтронов сохраняется без изменений практически до флюенса  $(3...4) \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup>.

Как известно [17], никель и марганец относятся к элементам, существенно понижающим устойчивость пересыщенного твердого раствора. Такое влияние никеля объясняется тем, что он ускоряет диффузию углерода и некоторых легирующих элементов. В связи с этим в стали, содержащей повышенное содержание никеля, уже на стадии основной термической обработки создаются предпосылки к избирательному выделению карбидной фазы в процессе отпуска.

Исходя из вышесказанного, можно заключить, что основные механизмы радиационного охрупчивания, приводящие к смещению критической температуры хрупкости в область более высоких температур и тем самым ограничивающие безопасную область температур эксплуатации корпуса реактора, связаны с эволюцией микроструктуры корпусных материалов под воздействием эксплуатационных факторов. Устойчивость твердого раствора к распаду с образованием радиационно-стимулированных

преципитатов, обогащенных Ni, Mn и Si, стабильность состава и размеров упрочняющих фаз при эксплуатационных воздействиях обеспечивают постоянство формы дозовой зависимости изменения характеристик сопротивления хрупкому разрушению от флюенса быстрых нейтронов.

Таким образом, анализируя вышесказанное, можно заключить, что дальнейшее совершенствование корпусных материалов должно проводиться на основе Cr-Mo-V-композиции (а именно, на основе стали 15X2МФА) с использованием возможности регулирования структуры материала на всех масштабных уровнях.

## **НОВЫЕ ПРИНЦИПЫ ПОВЫШЕНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛОУСТОЙЧИВЫХ СТАЛЕЙ ДЛЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Для усовершенствования корпусных материалов с целью удовлетворения рекомендации EUR по обеспечению критической температуры хрупкости материала корпуса не выше плюс 30 °С в конце проектного срока эксплуатации, а также с целью обеспечения требований по механическим характеристикам, предъявляемым к реактору нового проекта, были разработаны и опробованы в промышленности основные принципы повышения механических и эксплуатационных характеристик материалов для корпусов атомных реакторов при одновременном обеспечении уменьшения деградации свойств при эксплуатационных воздействиях. Получение требуемых прочностных и служебных свойств материала корпуса реактора проекта АЭС-2006 может быть обеспечено, прежде всего, в результате рационального легирования и применения прецизионных технологий на всех стадиях металлургического передела при изготовлении заготовок.

Приведем важные аспекты, обеспечивающие повышение механических свойств и эксплуатационных характеристик теплоустойчивых сталей.

1. Рациональное легирование с учетом требуемых механических и служебных характеристик, получение твердого раствора с заданной степенью легированности при минимальной степени пересыщения элементами, образующими упрочняющие фазы.

2. Оптимизация исходной структуры аустенита как основы для получения мелкодисперсной структуры и субструктуры при фазовом превращении аустенита в мартенсит или бейнит.

3. Оптимизация температуры нагрева при закалке на твердый раствор (обеспечение оптимального сочетания величины зерна и степени растворения вторичных фаз, выделившихся на начальных стадиях металлургического передела).

4. Оптимизация формы закаливаемой заготовки с целью формирования морфологически подобных структур по всему сечению заготовки для обеспечения требуемого уровня прочности и однородности механических свойств.

5. Создание во фрагментах субструктуры повышенной плотности дислокаций, служащих местами зарождения упрочняющих фаз.

6. Проведение прецизионной термической обработки, обеспечивающей формирование равномерно распределенных стабильных упрочняющих фаз в матрице с минимальной степенью пересыщенности легирующими элементами, обеспечивающей повышение стабильности твердого раствора к эксплуатационным воздействиям.

7. Обеспечение стабильности состава и размера упрочняющих фаз.

Применение этих принципов обеспечит получение требуемых механических характеристик в необходимых толщинах, устойчивость твердого раствора к распаду с образованием радиационно-стимулированных преципитатов, обогащенных Ni, Mn и Si, стабильность состава и размеров упрочняющих фаз при эксплуатационных воздействиях и, тем самым, обеспечит постоянство формы дозовой зависимости изменения характеристик сопротивления хрупкому разрушению от флюенса быстрых нейтронов.

## **ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОПРОБОВАНИЕ НОВЫХ ПРИНЦИПОВ ПОВЫШЕНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛОУСТОЙЧИВЫХ СТАЛЕЙ И ИЗГОТОВЛЕНИЕ ОПЫТНО- ПРОМЫШЛЕННЫХ ЗАГОТОВОК ИЗ СТАЛИ 15X2МФА-А МОДИФИКАЦИИ А**

На основе анализа результатов штатных испытаний металла обечаек для корпуса реактора ВВЭР-440 из стали 15X2МФА-А, изготовленных на Ижорском заводе для СССР, Кубы, Ливии и Финляндии с целью гарантированного обеспечения уровня механических характеристик, соответствующих КП-45 в заготовках большой толщины, была проведена корректировка химического состава стали марки 15X2МФА-А в пределах марочного.

Корректировка химического состава заключалась в том, что были увеличены нижние пределы содержания углерода и хрома (до 0,15 и 2,7 % соответственно), а никель был нормирован не как допустимая примесь, а как легирующая добавка для увеличения прокаливаемости в заготовках крупных сечений (0,2...0,4 %). Кроме того, был снижен верхний уровень допускаемого содержания вредных примесей, а именно, серы до 0,007 %, меди до 0,07 % и фосфора до 0,007 %. Также с целью надежного обеспечения категории прочности КП-45 и повышения отпускостойчивости стали было применено микролегирование ниобием. Сталь 15X2МФА-А откорректированного химического состава получила название 15X2МФА-А мод. А (см. таблицу).

Проведенные исследования и обобщение опыта производства и эксплуатации корпусов реакторов из сталей 15X2МФА(А) и 15X2НМФА(А) создали

научную и технологическую основу для решения задачи по стабильному достижению на металле полуфабрикатов стали 15X2МФА-А мод. А механических свойств, отвечающих требованиям категории прочности КП-45 с исходной критической температурой хрупкости  $T_{KO} \leq -35^\circ\text{C}$  при сохранении исключительно высокого уровня радиационной стойкости как основного материала, так и металла сварных швов.

При этом кроме корректировки химического состава при производстве опытно-промышленных поковок из усовершенствованной стали были применены прецизионные технологии производства на всех стадиях металлургического передела, формирующие структуру материала последовательно на всех структурных уровнях.

Использование усовершенствованных технологий на всех стадиях металлургического передела, а также прецизионное легирование позволило получить требуемый высокий уровень прочности (КП-45) при значениях исходной критической температуры хрупкости не выше минус  $35^\circ\text{C}$  в промышленных полуфабрикатах из стали 15X2МФА-А мод. А толщиной до 490 мм.

Получение высоких механических характеристик на стали 15X2МФА-А мод. А в толщинах, значительно превышающих толщину заготовок по техническим условиям, было достигнуто, в том числе, и за счет оптимизации формы заготовок с применением компьютерного моделирования технологического процесса закалки, что сделало возможным при проведении закалки получение скоростей охлаждения, обеспечивающих формирование морфологически подобных структур по всему сечению закаливаемой заготовки.

В рамках проекта «Проведение комплекса работ по обеспечению возможности изготовления корпусов реакторов ВВЭР из стали марки 15X2МФА-А модификации А категории прочности КП-45», финансируемого концерном «Росэнергоатом», на ООО «ОМЗ-Спецсталь» была изготовлена и исследована опытно-промышленная обечайка зоны патрубков реактора ВВЭР-1000 из слитка массой 235,0 т.

Результаты испытаний поковок зоны патрубков показали (рис. 1), что сталь марки 15X2МФА-А мод. А обеспечивает уровень прочности, соответствующий категории прочности КП-45 после основной термической обработки и дополнительных отпусков по минимальному и максимальному циклам при практически полном отсутствии анизотропии механических свойств. При этом сталь обладает хорошей отпускостойчивостью, различия в прочностных характеристиках после минимума и максимума технологических отпусков составляют 10...20 МПа, что находится в пределах ошибки определения или разброса свойств. Это обеспечивает возможность проведения дополнительных технологических отпусков (например, при усложнении конструкции или ремонте).

Коэффициент радиационного охрупчивания у стали данного химического состава не превысит

$A_F = 9$ , что гарантировано обеспечивает в конце срока эксплуатации (до флюенса  $1 \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup>) критическую температуру хрупкости не выше минус 20 °С (при значении исходной критической температуры хрупкости минус 75 °С).

Данное обстоятельство позволит увеличить проектный срок службы корпуса реактора до 100 лет и более или при сохранении проектного срока службы корпуса реактора 60...80 лет

повысить его мощность на 30...40 % в результате соответствующего повышения флюенса нейтронов на стенку корпуса (примерно до  $(1,2...1,3) \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup>).

Кроме того, применение стали 15X2МФА-А мод. А для изготовления корпуса реактора практически снимает ограничение срока его эксплуатации по критерию хрупкого разрушения (рис. 2).

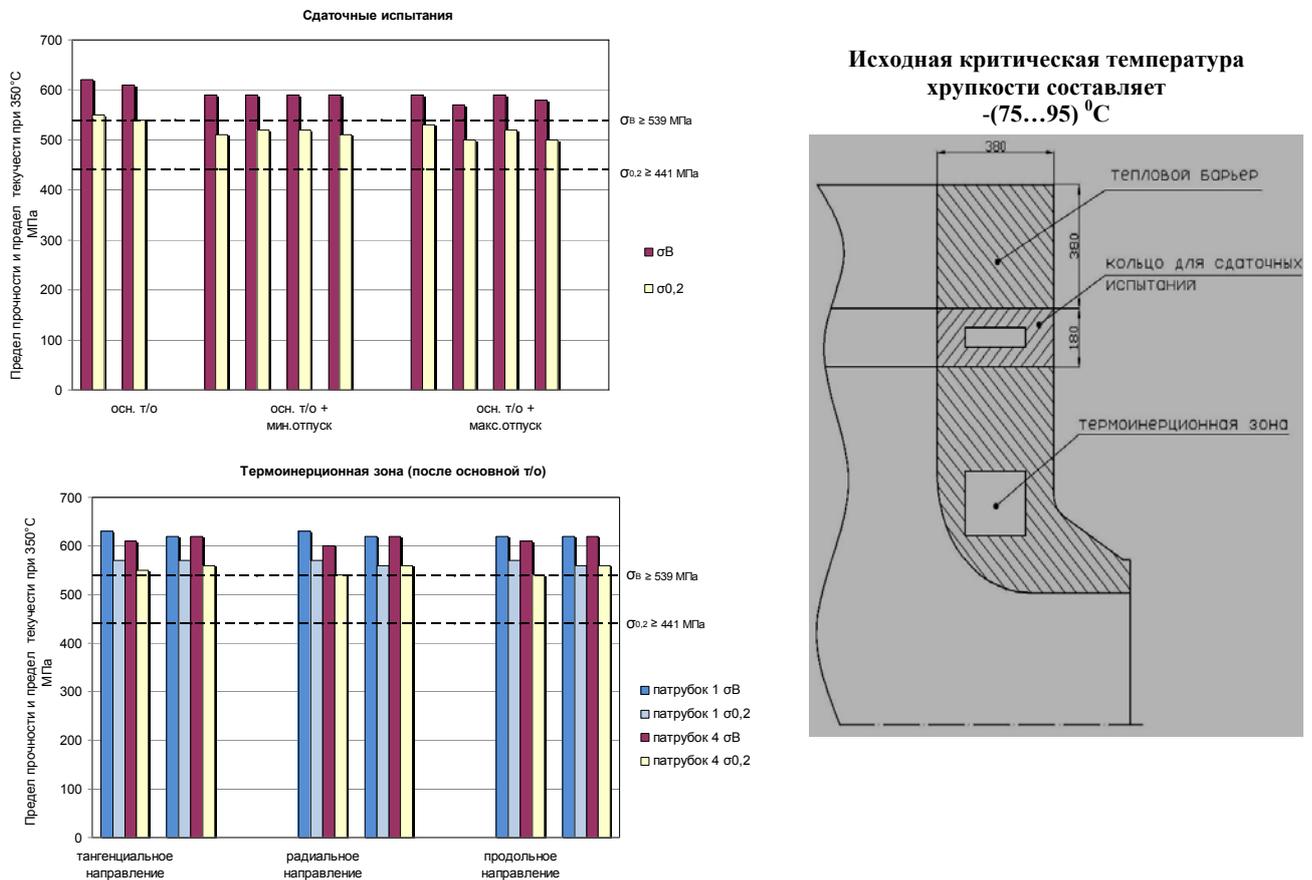


Рис. 1. Механические свойства обечайки зоны патрубков (сдаточные испытания и термоинерционная зона)

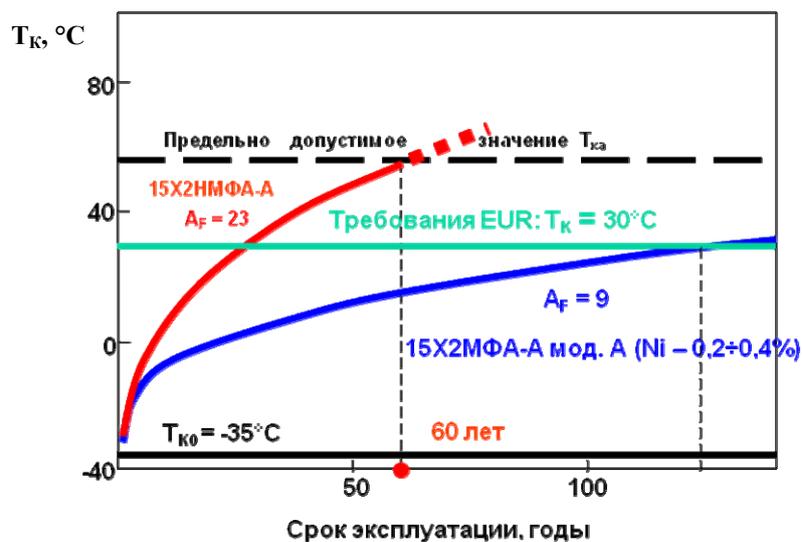


Рис. 2. Регламентирование проектного флюенса на корпус реактора в зависимости от характеристик применяемого материала

## ВЫВОДЫ

1. Основным способом повышения механических характеристик и уменьшения деградации свойств материалов для корпусов АЭУ с реакторами типа ВВЭР является стабилизация состава и размера упрочняющих фаз, а также получение твердого раствора с минимальной степенью пересыщения элементами, образующими избыточные фазы под воздействием эксплуатационных факторов при одновременном управлении формированием структуры материала на всех масштабных уровнях.

2. Для обеспечения основного положения EUR при изготовлении реакторов большой мощности по обеспечению критической температуры хрупкости материала корпуса не выше плюс 30 °С в конце проектного срока эксплуатации (при одновременном обеспечении требований к прочностным и служебным характеристикам стали) были разработаны новые принципы повышения механических свойств и эксплуатационных характеристик реакторных сталей.

3. Промышленное опробование новых принципов повышения механических свойств и эксплуатационных характеристик реакторных сталей показало, что разработанная ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей» сталь марки 15Х2МФА-А мод. А полностью обеспечивает требования к материалу корпуса реактора проекта АЭС-2006. При этом сталь обладает хорошей отпускостойчивостью, что дает возможность проведения дополнительных технологических отпусков (например, при усложнении конструкции или ремонте).

Данное обстоятельство делает возможным создание конкурентоспособного реактора большой мощности, удовлетворяющего главному положению EUR – обеспечению критической температуры хрупкости материала корпуса не выше плюс 30 °С в конце срока эксплуатации.

4. Коэффициент радиационного охрупчивания при температуре 290 °С у стали усовершенствованного химического состава не превысит  $A_F = 9$ , что создает в конце срока эксплуатации (до флюенса  $2 \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup>) критическую температуру хрупкости не выше нуля (при гарантированном значении исходной критической температуры хрупкости минус 50 °С) и позволяет увеличить проектный срок службы корпуса реактора до 100 лет и более или при сохранении проектного срока службы корпуса реактора 60...80 лет повысить его мощность на 30...40 % соответствующим повышением флюенса нейтронов на стенку корпуса (примерно до  $1,8 \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup>).

5. Применение стали 15Х2МФА-А мод. А для изготовления корпуса реактора практически снимает ограничение срока его эксплуатации по критерию хрупкого разрушения.

## ЛИТЕРАТУРА

1. *Россия: атомный проект*: Информационный сборник. ООО «Рекламно-издательский центр «Курьер-медиа», 2008, 94 с.

2. Б.А. Гурович, Е.А. Кулешова, Я.И. Штромбах и др. Эволюция наноструктуры сталей корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, облученных в широком интервале значений флюенса быстрых нейтронов // *Сборник докладов X Международной конференции «Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС»*, Санкт-Петербург, 7-9 октября 2008 г. СПб: ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», 2008.
3. В.А. Николаев, А.М. Морозов, Е.В. Юрченко. О влиянии легирующих примесных элементов на радиационное охрупчивание никельсодержащих корпусных материалов реакторов ВВЭР-1000 // *Радиационное материаловедение и конструкционная прочность реакторных материалов*: Юбилейный сборник. СПб: ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», 2002.
4. D. Erak, A. Kryukov, O. Vishkarev. Nickel content effect on radiation embrittlement of VVER-1000 vessels steel // *Proceeding Third International Conference on Material Science Problems in NPP Equipment Production and Operation*. St.-Petersburg: CRISM “Prometey”, 1994, v. 3, p. 846-849.
5. A.D. Amaev, D.Yu. Erak, A.M. Kryukov. Radiation embrittlement of VVER-1000 pressure vessels materials // *Irradiation Embrittlement and Mitigation. Proceeding of the IAEA Specialists Meeting held in Madrid, Spain*. 1999, p. 347-385.
6. Yu.A. Nikolaev, A.V. Nikolaeva, A.M. Kryukov. Radiation embrittlement and thermal annealing behavior of Cr-Ni-Mo reactor pressure vessel materials // *J. Nucl. Mater.* 1995, v. 226, p. 144-155.
7. Yu.A. Nikolaev. Radiation embrittlement of Cr-Ni-Mo and Cr-Mo RPV steels // *Journal of ASTM International*. 2007, v. 4, N 8, p. ID JAI 100695.
8. A. Kryukov, D. Erak, et al. Extended analysis of VVER-1000 surveillance data // *International Journal of Pressure Vessels and Piping*. 2002, v. 79, p. 661-664.
9. Н.Н. Алексеенко, А.Д. Амаев, И.В. Горынин, В.А. Николаев. *Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов* / Под общ. ред. И.В. Горынина. М.: «Энергоиздат», 1981.
10. В.А. Николаев, В.И. Баданин. О роли примесей в радиационном охрупчивании ферритоперлитной стали // *Материалы II Всесоюзного совещания (Киев, 1976)*. Киев: «Наукова думка», 1977, с. 75-85.
11. В.И. Баданин. Влияние легирующих элементов на радиационное охрупчивание стали типа 15Х2НМФА // *Вопросы судостроения. Сер. «Металловедение»*. 1975, в. 20, с. 86-92.
12. Е.Д. Теплова, Н.С. Теплов, Е.А. Мироненко. Влияние никеля и меди на тепловую хрупкость конструкционной хромомолибденовой стали // *Металловедение*. 1959, №3, с. 39-50.
13. *Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-002-86*. М.: «Энергоатомиздат», 1989.

14. N.N. Alekseenko, A.D. Amaev, I.V. Gorynin. Rad. Damage of Nuclear Power Pleand Pressure Vessel Steels // *Amer. Nucl. Sos.* La Grande Park, Illinois, 1997.
15. Б.З. Марголин, В.А. Николаев, Е.В. Юрченко и др. Анализ охрупчивания материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации // *Вопросы материаловедения.* 2009, № 4(60), с. 108-123.
16. Г.П. Карзов, В.А. Николаев, Е.В. Юрченко. Дозовые зависимости радиационного охрупчивания российских материалов для корпусов атомных реакторов // *Вопросы материаловедения.* 2009, № 4(60), с. 124-135.
17. Б.Б. Винокур, Б.Н. Бейнисович и др. *Легированные машиностроительные стали.* М.: «Металлургия», 1977, с. 198.

*Статья поступила в редакцию 02.09.2010 г.*

## **МАТЕРІАЛОЗНАВЧІ АСПЕКТИ НОВИХ ПРИНЦИПІВ ПІДВИЩЕННЯ ЕКСПЛУАТАЦІЙНИХ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛОТРИВКИХ СТАЛЕЙ ДЛЯ КОРПУСІВ АЕУ ТА ЇХ ПРАКТИЧНА РЕАЛІЗАЦІЯ**

*Г.П. Карзов, І.В. Теплухіна*

Розглянуто матеріалознавчі аспекти нових принципів підвищення рівня як механічних, так і службових характеристик теплостійких Cr-Mo-V і Cr-Ni Mo-V конструкційних сталей для корпусів атомних реакторів за рахунок раціонального легування та застосування прецизійних технологій на усіх стадіях металургійного переділу. Показано, що основним засобом покращення механічних характеристик і зменшення деградації властивостей корпусних матеріалів є стабілізація складу і розміру зміцнюючих фаз, а також отримання твердого розчину з мінімальним ступенем пересичення елементами, які утворюють надмірні фази під впливом експлуатаційних факторів при одночасному управлінні формуванням структури матеріалу на всіх масштабних рівнях.

## **MATERIAL SCIENCE ASPECTS OF NEW PRINCIPLES OF OPERATIONAL CHARACTERISTIC IMPROVEMENT FOR HTAT-RESISTANT STEELS FOR PRESSURE VESSELS OF NPP AND THEIR PRACTICAL REALIZATION**

*G.P. Karzov, I.V. Teplukhina*

The scientific aspects of new principles to increase a level both of mechanical and service characteristics of heat resistant Cr-Mo-V and Cr-Ni Mo- V structural steels for nuclear reactor vessels because of a rational alloying and using of precision technologies at all stages of metallurgical redistribution are considered in this work. It has been shown, that the basic way of mechanical characteristics improvement and a reduction of degradation of vessel materials properties is stabilization of a content and size of strengthening phases and also providing of a solid solution with a minimum degree of over saturation of elements, forming surplus phases under the influence of operational factors at simultaneous control of material structure formation at all scale levels.