

## МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРОДЛЕНИЯ РЕСУРСА ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ АЭС МАЛОЙ МОЩНОСТИ

*А.М. Паршин, О.Э. Муратов*

*Санкт-Петербургский государственный политехнический университет,  
г. Санкт-Петербург, Россия*

Показана целесообразность использования корабельных реакторов для АЭС малой и средней мощности. Рассмотрены некоторые вопросы работоспособности конструкционных материалов корпусов водо-водяных реакторов транспортных ЯЭУ. Обоснована возможность продления ресурса корпусов корабельных реакторов путем проведения восстановительных отжигов для снятия радиационного наклепа и восстановления хладностойкости корпусной стали.

В последнее время в мире проявляется интерес к созданию АЭС с энергоблоками небольшой мощности, которые могут быть как единичными, так и модулями в составе комплексов большей мощности. Модульная компоновка блоков АЭС позволяет в случае необходимости увеличивать мощность станции. АЭС малой мощности особенно привлекательны для островных, отдаленных или анклавных регионов, где нет необходимости или экономически нецелесообразно развивать сети централизованного энергоснабжения. Помимо стабильного источника энергообеспечения такие станции могут использоваться и в качестве опреснителя.

Проекты небольших АЭС с реакторами малой мощности различных типов разрабатываются во многих странах. Современные реакторы малой мощности должны иметь упрощенную конструкцию, высокий уровень пассивной безопасности, обеспечивать экономию в результате массового производства, снижения затрат на обустройство площадки размещения и длительный срок эксплуатации (по требованиям МАГАТЭ не менее 60 лет). Некоторые проекты зарубежных реакторов малой мощности с большой степенью проработки приведены в таблице. [1].

**Проекты зарубежных реакторов малой мощности**

Проект	Тип	Мощность, МВт (эл)	Некоторые характеристики	Разработчик, страна
CAREM	PWR	25	Модульный с интегральным парогенератором	CNEA&INVAR, Аргентина
MRX	PWR	30	Интегральный для местного энергообеспечения. Весь энергоблок изготавливается в заводских условиях. Интервал перегрузок 3,5 года	JAERI, Япония
IRIS	PWR	50	Реактор IV поколения. Топливо – обогащением 5% и более. Применение выгорающих поглотителей. Интервал между загрузками 5 лет (при 5% обогащении) или более (при более высоком обогащении)	Westinghouse, США
Smart	PWR	100	Интегральный модульный усовершенствованный PWR. Срок службы 60 лет. Цикл перегрузок топлива 3,5 года	KAERI Ю. Корея
Modular SBWR	BWR	50		GE&Purdue University, США
PBWR	HTGR	120	Высокотемпературный реактор с гелиевым теплоносителем	Eskom, ЮАР
GT-HMR	HTGR	285	Совместная разработка США и России. Базирована на проекте исследовательского реактора бассейнового типа. Теплоноситель II контура - органика (перфторуглерд)	General Atomics, США, РНЦ «Курчатовский институт», Россия

В России с наибольшей степенью готовности имеются два проекта АТЭС небольшой мощности на основе судовых реакторных установок разработки ОКБМ им. И.И. Африкантова: плавучая АЭС

(ПлАЭС) с двумя ледокольными реакторами КЛТ-40 электрической мощностью 70 МВт с отпуском тепла 70 Гкал/ч [2] и четырехмодульная подземная атомная станция теплоэлектроснабжения (ПАТЭС) на

базе наиболее мощных корабельных реакторов КН-3. Установленная электрическая мощность ПАТЭС составляет 300 МВт, отпуск тепла – 200 Гкал/ч [3].

Для судовых ЯЭУ характерны:

- жесткие ограничения массогабаритных характеристик;
- высокий уровень автоматизации, обеспечивающий минимальное количество обслуживающего персонала;
- специфические особенности внешних воздействий (вибрация, качка и др.);
- близость ЯЭУ к местам размещения обслуживающего персонала.

Указанные характеристики судовых ЯЭУ и опыт их эксплуатации, многократно превышающий опыт эксплуатации АЭС и зарекомендовавший их как высоконадежные устройства, подтверждает привлекательность использования корабельных реакторов для энергоблоков АЭС малой и средней мощности. Однако их использование в составе энергоблоков АЭС ставит специфические материаловедческие задачи по обеспечению планируемого ресурса станции (~60 лет) и режимов работы. Главным образом необходимо обеспечить качество конструкционных материалов корпуса реактора, являющегося наиболее важным барьером для удержания продуктов ядерных реакций от распространения в окружающую среду. Корпус реактора, работающий в условиях одновременного воздействия нейтронного облучения, высоких температур и несущий давление теплоносителя, незаменим и практически неремонтопригоден, поэтому срок его безопасной эксплуатации определяет срок эксплуатации энергоблока. Обеспечение высокого радиационного ресурса корпуса реактора является основной материаловедческой проблемой создания энергоблоков со сроками эксплуатации более 60 лет.

При разработке энергоблоков первых поколений в условиях отсутствия знаний о механизмах радиационного охрупчивания и деградации свойств металлов под действием нейтронного облучения использовался опыт создания конструкционных материалов для теплоэнергетики. В основу технологии изготовления корпусов реакторов был положен опыт изготовления паровых котлов и нефтехимических сосудов высокого давления. Кроме того, использовались консервативные решения, закладывались большие коэффициенты запаса, умеренная энергонапряженность, ужесточение требований к технологическим процессам производства сталей и изготовления оборудования, вводился пооперационный контроль качества полуфабрикатов и готовых узлов. Такой подход оказался, в принципе, правильным, но приводил к тому, что эксплуатация реакторов велась не в оптимальном режиме, вследствие чего нерационально использовался объем активной зоны и требовалось применение дорогостоящих систем инспекции состояния корпусов реакторов.

Для обеспечения однородного и изотропного состава стали была разработана технология изготовле-

ния корпусов из цельнокованных обечаек, исключая продольные сварные швы, что дополнительно позволило применять менее легированные сварочные материалы.

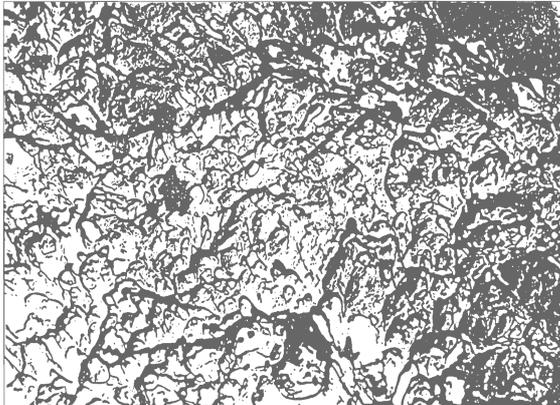
Главной задачей при разработке конструкционных материалов для корпусов реакторов является обеспечение их радиационной стойкости при интегральном потоке нейтронов до  $(2..5) \cdot 10^{20}$  нейтр/см<sup>2</sup>. При отсутствии данных о радиационном охрупчивании композиции корпусных сталей для первых энергоблоков подбирались опытным путем, руководствуясь условиями обеспечения стабильности свойств при длительных выдержках в интервале температур 300...350°C. С учетом этого принципа на основе стали марганцево-молибденовой композиции, обладающей, кроме того, высокой стойкостью к водородной коррозии, была создана теплостойкая перлитная сталь 15Х2МФА. Эта сталь, в которую впоследствии с целью повышения прокаливаемости в крупных сечениях было добавлено до 1,5% никеля, стала базовой для корпусов энергетических и транспортных водо-водяных реакторов.

Опыт эксплуатации первых энергоблоков АЭС и АПЛ, подтвердивший в основном правильность выбора конструкционных материалов, одновременно показал, что воздействие интенсивных потоков нейтронного облучения приводит к значительным изменениям их механических и физико-химических свойств. Наиболее опасной является потеря пластичности и повышение склонности металла к хрупкому разрушению. Хрупкое разрушение свидетельствует о недопустимом при температурнодеформационных циклах снижении пластичности, когда металл уже не может снижать пики перенапряжений и они становятся соизмеримыми с прочностью. Это способствует продвижению и катастрофическому росту имеющейся допустимой трещины или недопустимому ее развитию во времени. Именно исчерпание пластичности является определяющим фактором работоспособности и надежной эксплуатации конструкций.

На рис. 1 приведены снимки микроструктуры стали 15Х2МФА. Четко видно (см. рис. 1,а), что для вязкого разрушения характерна тупая, раскрывающаяся трещина, малая скорость ее распространения, значительная пластическая деформация при продвижении. Вязкое разрушение характеризуется чашечным строением излома – результатом пластической деформации, которая вызвана движением тупой трещины. При этом вязкому разрушению свойственно наличие волокнистого матового излома, что свидетельствует о том, что для разрушения требовалась определенная работа (металл работоспособен, имеет хорошие свойства). Хрупкое разрушение (см. рис. 1,б) характеризуется острой трещиной, большой скоростью ее распространения и практически полным отсутствием пластической деформации при распространении. Трещина движется вследствие накопленной упругой энергии. При хрупком разрушении излом имеет кристаллический, блестящий, рыхлый характер. Плоские фасетки показывают от-

рыв одной части кристалла от другой. Кристаллический вид разрушения свидетельствует, что разрушение произошло почти мгновенно, без большой работы, и говорит о неудовлетворительном качестве металла и ненадежности конструкций [4].

Вид разрушения зависит от многих факторов: химического состава металла, структурного состояния, условий нагружения, температуры и др. Для феррит-



а



б

Рис. 1. Чашечное (а) и ручьеистое (б) строения изломов низколегированной реакторной стали 15X2MFA: а –  $t_{исп} = 20^\circ\text{C}$ ,  $a_n = 12,6 \text{ Дж/см}^2 \times 5000$ ; б –  $t_{исп} = 20^\circ\text{C}$ ,  $a_n = 1,5 \text{ Дж/см}^2$ , ступеньки скола,  $\times 5000$

Опыт эксплуатации первых энергоблоков с реакторами ВВЭР показал, что к известным факторам, влияющим на проявление хладноломкости (понижение температуры, увеличение скорости деформирования, химический состав и структура металла), добавилось и нейтронное облучение. Оно ускоряет деградацию свойств материалов, добавляя к тепловому и радиационное охрупчивание, в связи с чем увеличивается проявление хладноломкости и температура вязко-хрупкого перехода ( $T_k$ ) смещается в область более высоких температур. На рис. 2 показано влияние нейтронного облучения на температурную зависимость ударной вязкости корпусной стали 5X2MFA.

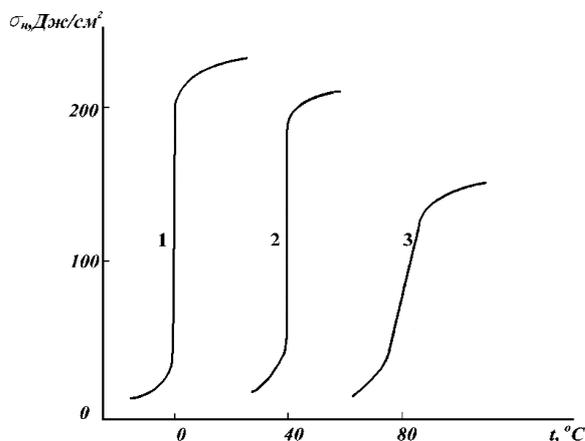


Рис. 2. Влияние нейтронного облучения на температурную зависимость ударной вязкости корпусной стали 15X2MFA:

1 – исходное состояние; 2 –  $t_{обл} = 210 \dots 250^\circ\text{C}$ ,  $F = 1,5 \cdot 10^{19} \text{ нейтр/см}^2$ ; 3 –  $t_{обл} = 120^\circ\text{C}$ ,  $F = 4 \cdot 10^{19} \text{ нейтр/см}^2$

Из рисунка видно, что облучение флюенсом  $\sim 1020 \text{ н/см}^2$  сдвигает  $T_k$  в область высоких температур. Сдвиг критической температуры, обусловленный изменением структурно-фазового состояния материала корпуса реактора, приводит к увеличению вероятности его разрушения в процессе штатных условий эксплуатации и особенно опасен при возникновении аварийной ситуации, когда проводится аварийное расхолаживание реактора. Именно явление вязко-хрупкого перехода в материалах корпусов реакторов является определяющим свойством, лимитирующим рабочий корпус и самого реактора.

Отсутствие данных по радиационному повреждению перлитных сталей при создании энергоблоков I поколения привело к недооценке влияния примесных (главным образом фосфора и меди, содержание которых не контролировалось) и легирующих элементов (в основном никеля) на радиационную стойкость материалов и значительно, гораздо выше проектного, радиационному охрупчиванию корпусов реакторов. Хотя вредное влияние никеля на тепловое охрупчивание и отпускную хрупкость перлитных сталей марганцево-молибденовой композиции было известно давно [5], экспериментальные данные о вкладе никеля в радиационное охрупчивание реакторных сталей были получены только по результатам исследования корпусов реакторов действующих АЭС после нескольких лет эксплуатации.

Также было установлено сильное влияние фосфора на охрупчивание корпусных сталей и усиление этого влияния в присутствии никеля и меди.

После 20 лет эксплуатации обнаружилось, что корпуса реакторов ВВЭР-440 охрупчиваются значительно быстрее, чем заложено в проекте, и степень охрупчивания корпусных материалов достигла критического уровня. Данные по увеличению значительно выше проектной степени охрупчивания корпусов энергетических реакторов PWR и BWR были получены и за рубежом (в США и Великобритании). В настоящее время, когда срок службы первых реакторов превысил 30 лет, появились данные и об охрупчивании опорных конструкций реакторов ВВЭР и PWR, изготовленных из малоуглеродистых или слаболегированных сталей, работающих в условиях низких значений флюенса нейтронов ( $10^{18} \dots 10^{19}$  нейтр/см<sup>2</sup>) и температуры ( $< 93^\circ\text{C}$ ) [6]. Это явление, получившее название низкотемпературного охрупчивания, наблюдалось практически у всех сталей (американские – A106 и A212B, российские – СтЗсп и 22К, чешская – 13030), из которых изготавливались металлоконструкции и опоры реакторов, и различающихся по составу примесей, температур и др. Сдвиг критической температуры хрупкости  $\Delta T_k$  для таких сталей составил от  $25^\circ\text{C}$  у стали A106 до  $95^\circ\text{C}$  у стали СтЗсп. Низкотемпературное охрупчивание необходимо учитывать при прогнозировании срока службы перспективных энергоблоков и, особенно, для обоснования продления ресурса действующих.

Экспериментальные исследования основного металла и металла сварных швов корпусов реакторов ВВЭР-440 (II блока Армянской АЭС, I и II блоков Ровенской АЭС и др.), а также образцов-свидетелей, выявили закономерности деградации свойств конструкционных материалов под воздействием нейтронного облучения. Радиационное охрупчивание связано с образованием радиационных дефектов в каскадах атомных столкновений, мелкодисперсных когерентных примесно-вакансионных выделений, обогащенных медью, мелкодисперсных фосфидов и карбидов, сегрегаций фосфора на межфазных границах и на радиационных дефектах, зернограницных сегрегаций фосфора, а также перераспределением исходной дислокационной структуры. С увеличением дозы нейтронного облучения ферритно-перлитные стали становятся весьма пересыщенными фосфором, происходит его миграция к поверхностям раздела и границам зерен. Фосфор может входить и в состав других избыточных фаз, которые начинают формироваться в твердом растворе. Легирование стали никелем усиливает влияние фосфора на радиационное охрупчивание. Все эти эффекты приводят к изменению химического состава матрицы и, как следствие, к изменению механических свойств материала.

Нагрев облученной стали до температуры, превышающей температуру облучения, повышает термодинамическую неустойчивость различных радиационных дефектов, увеличивает их диффузионную

подвижность и приводит к аннигиляции. Релаксация напряжений от скопления дислокаций и других несовершенств происходит путем передачи деформаций в соседний объем, а не путем образования зародыша хрупкой трещины. Повышенная температура обеспечивает и растворимость фосфора, создавая дополнительные условия для восстановления механических свойств облученных материалов. Явление радиационного охрупчивания является обратимым, и восстановление первоначальных свойств материала возможно проведением отжига при определенной температуре и длительности. При установлении температурного интервала восстановительного отжига важную роль играет соотношение концентраций различных дефектов, их распределение по размерам, расстояние между ними. Эти параметры дефектной структуры зависят от условий облучения и факторов металлургического происхождения – химического состава, структурного состояния материала и штатной термической обработки. Следовательно, хрупкость и пластичность не являются свойствами материала, и только при определенных условиях металлы становятся хрупкими или пластичными. Подавление или ослабление радиационной повреждаемости возможно путем соответствующего легирования и регулирования распада твердого раствора.

На основе полученных экспериментальных данных было оценено и обосновано продление радиационного ресурса корпусов реакторов ВВЭР путем проведения восстановительного отжига. Определяющим фактором при установлении режима термообработки облученного корпуса реактора является выбор температуры отжига, что обусловлено не только природой радиационных повреждений, но и технологическими особенностями реализации отжига корпуса реактора. Кроме того, при температурах выше  $490 \dots 500^\circ\text{C}$  в материалах могут возникать напряжения, способные привести к нарушению прочности элементов конструкции.

По разработанной технологии проводился восстановительный отжиг 20 корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, ресурс которых был почти исчерпан [7]. Материалы корпусов, подвергнутых отжигу, различались по содержанию примесных элементов (например, по фосфору от 0,012 до 0,04%), облучались флюенсами (от  $2 \cdot 10^{19}$  до  $1 \cdot 10^{20}$  нейтр/см<sup>2</sup>) и в результате имели различный сдвиг  $T_k$ . Воздействие восстановительного отжига корпусной стали приведено на рис. 2. Из рисунка видно, что степень восстановления  $T_k$  близка к 100% и не превышает  $20^\circ$  по сравнению с необлученным материалом. Незначительный сдвиг критической температуры вязко-хрупкого перехода объясняется образованием зернограницных сегрегаций фосфора. Такие нерастворимые преципитаты не могут быть растворены при температурах до  $500^\circ\text{C}$  и являются зародышами структурных дефектов. Восстановление при отжиге максимальной ударной вязкости облученных материалов происходит практически полностью, и ее значение близко к величине, соответствующей необлученному состоянию.

Проведение восстановительного отжига позволило продлить радиационный ресурс корпусов реакторов и, соответственно, срок эксплуатации АЭС на срок от 6 до 22 лет. Исследование дальнейшего продления ресурса возможно только по анализу поведения образцов-свидетелей и вырезанных темплетов при повторном облучении, так как ни один из «восстановленных» реакторов не исчерпал своего ресурса. Исследования сдвига  $T_k$  материалов при повторном после обжига облучении показали, что его значение было тем меньше, чем большее остаточное охрупчивание имел материал после отжига. Этот эффект показывает, что суммирование остаточного (после отжига) охрупчивания, вызванного повторным облучением, происходит неаддитивно и является принципом «радиационной наследственности». Суммарный сдвиг  $T_k$  (после первичного и повторного) облучений значительно меньше, чем ее сдвиг у материала, не прошедшего отжиг.

Опыта продления ресурса корабельных реакторов, которые планируется использовать для АЭС малой мощности, нет. Восстановительный отжиг наиболее распространенных транспортных реакторов – реакторов АПЛ (общая наработка свыше 10000 реакторо-лет) в России не проводился, так как ни один лодочный реактор не выработал ресурса за весь срок службы АПЛ. Реакторы выведенные после 25...30-летней эксплуатации АПЛ имели недовыработку энергоресурса до 70% [8]. Опыт проведения восстановительного отжига нескольких корабельных реакторов имеется в США [9], подтверждена возможность восстановления свойств материалов корпусов реакторов.

Корабельные реакторы КН-3 и КЛТ-40, как и реакторы ВВЭР, относятся к реакторам водо-водяного типа, и для их корпусов также используются стали 15Х2МФА (15Х2МФАА). При прогнозировании сроков эксплуатации АЭС с корабельными реакторами возможно распространить опыт, имеющийся у энергетических реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Помимо восстановительного отжига продления радиационного ресурса корпусных сталей возможно добиться металлургическими факторами путем создания сталей с предельно жесткими ограничениями содержания вредных примесных элементов. Если, как уже отмечалось, при создании реакторов ВВЭР-440 первого поколения содержание в стали фосфора и меди (главных вредных примесей) не контролировалось и, по оценкам, составляло 0,04 и 0,42 %, то для второго поколения их содержание строго контролировалось и составляло 0,012 и 0,1% соответственно. В настоящее время корпуса реакторов ВВЭР-1000 изготавливаются из стали с содержанием фосфора 0,005 и меди 0,06 % [10].

Специфические материаловедческие проблемы, определяющие длительность срока службы реакторов, определяются двумя факторами: во-первых, обеспечение минимального содержания вредных примесей и, следовательно, минимального сдвига  $T_k$  при радиационном и тепловом воздействии, во-вторых, получение возможно более низкого значения

$T_k$  в исходном состоянии при сохранении требуемых механических свойств. Первая проблема решается специальными металлургическими мероприятиями, вторая – применением усовершенствованных методов термической обработки для формирования структуры и, соответственно, свойств металла, отвечающих за работоспособность корпуса реактора.

Совокупность указанных металлургических и технологических факторов позволит решить задачу обеспечения ресурса корпусов реакторов ~ 60 лет. Однако возможности металлургии близки к исчерпанию, и вряд ли возможно снизить содержание фосфора ниже 0,004 и меди ниже 0,04% [10]. Дальнейшее продление ресурса энергоблоков на основе корабельных реакторов возможно компенсирующими мероприятиями – проведением восстановительных отжигов корпусов по аналогии с отжигом энергетических реакторов. Причем, возможно проведение нескольких (2-3) отжигов, которые, как показали исследования образцов-свидетелей, не приводят к тепловому охрупчиванию металла. Проведение многократных восстановительных отжигов корпусов реакторов снимет радиационный наклеп и, значит, значительно повысит сопротивление хладноломкости, т.е. приблизит  $T_k$  к исходной (до облучения). Остаточный сдвиг критической температуры вязко-хрупкого перехода после повторных отжигов  $\Delta T_k$  будет значительно меньше, чем сдвиг после первого отжига  $\Delta T_k$ , так как будет определяться не нерастворенными преципитатами, а другими дефектами структуры. Неоднократные восстановительные отжиги корпусов, до полного исчерпания запаса пластичности металла, позволят продлить срок эксплуатации АЭС до 100 лет. Это особенно эффективно для проектируемых подземных АЭС, так как срок службы подземных помещений значительно превышает указанное время.

Таким образом, на современном этапе возможно на основе совершенствования металлургического производства и проведения восстановительных отжигов корпусов реакторов обеспечить ресурс АЭС до 100 лет и тем самым повысить их экономическую эффективность.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Small reactor return // *Nuclear Engineering International*. 2002, v. 47, N 579, p. 24–25.
2. Е.А. Кузин. Реализация проекта атомной теплоэлектростанции малой мощности на базе плавучего энергоблока с реакторными установками КЛТ-40С и перспективы его применения в регионах Крайнего Севера и Дальнего Востока // *Материалы Межд. конф. “Экологические проблемы утилизации атомных подводных лодок и развитие ядерной энергетики в регионе” (Экофлот-2002)*. Владивосток, 2002, с. 95–96.
3. О.Э. Муратов, Э.Л. Петров. Особенности создания подземных атомных станций повышенной безопас-

ности // *Научные ведомости БелГУ. Серия «Физика»*. 2001, № 2 (15), с. 140–146.

4. Радиационная повреждаемость конструкционных материалов / Под ред. А.М. Паршина и А.Н. Тихонова. СПб.: Изд. СПбГТУ, 2000, 296 с.

5. Ю.Ф. Баландин, И.В. Горынин, Ю.И. Звездин, В.Г. Марков. *Конструкционные материалы АЭС*. М.: «Энергоиздат», 1984.

6. С.С. Ломакин. Анализ низкопоточного и низкотемпературного охрупчивания углеродистых сталей в составе конструкций реакторов АЭС // *Вестник Госатомнадзора России*. 2003, № 4(28), с. 20–23.

7. А.Д. Амаев, А.М. Крюков, И.М. Неклюдов и др. *Радиационная повреждаемость и работоспособность конструкционных материалов*. СПб.: «Политехника», 1997, 312 с.

8. В.С. Топилин. Положение с выводом эксплуатации, демонтажом и утилизацией атомных подводных лодок в России // *Материалы Межд. научн. семинара «Проблемы вывода из эксплуатации и утилизации атомных подводных лодок»*. Москва, 1995, с. 23–25.

9. U. Potapovs, J.R. Hawthorne, C.Z. Serpan. Notch ductility properties of SM-1A reactor pressure vessel following the in place annealing operation // *Nucl. Appl.*, 1968, v. 56, p. 389.

10. Г.П. Карзов, В.И. Богданов, И.В. Теплухина и др. Материаловедческие аспекты обеспечения проектирования АЭС (АТЭС) малой мощности // *Материалы Всероссийской науч.-техн. конф. «Перспективы участия атомной энергетики в решении энергетических проблем российских регионов»*. СПб, 2003, с. 102–107.

## МАТЕРІАЛОЗНАВСЬКІ АСПЕКТИ ПРОДОВЖЕННЯ РЕСУРСУ ВОДО-ВОДЯНИХ РЕАКТОРІВ АЕС МАЛОЇ ПОТУЖНОСТІ

*О.М. Паршин, О.Е. Муратов*

Показано доцільність використання корабельних реакторів для АЕС малої й середньої потужності. Розглянуто деякі питання працездатності конструкційних матеріалів корпусів водо-водяних реакторів транспортних ЯЕУ. Обґрунтовано можливість продовження ресурсу корпусів корабельних реакторів шляхом проведення відбудовних відпалів для зняття радіаційного наклепу й відновлення хладностійкості корпусної сталі.

## MATERIALIC ASPECTS OF RAISING RESOURCE OF PRESSURIZED WATER REACTORS FOR LOW-POWER NUCLEAR PLANTS

*A.M. Parshin, O.E. Muratov*

The opportunity of using ships reactors for low-power nuclear plants is considered. Some aspects of working constructional materials on cases of water-water reactors of ships nuclear units are considered. Advantages of raising resource of ships reactors are shown.