

## ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ЦИКЛЫ АЭС, РАБОТАЮЩИХ НА СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРАХ ВОДЫ

**В.М. Абдулкадыров, Г.П. Богословская, В.А. Грабежная**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Основной задачей реакторных установок 4-го поколения является повышение КПД при соответствии самым высоким требованиям безопасности. Для разработки проекта одного из перспективных направлений – АЭС на сверхкритических параметрах (СКП) воды – требуется анализ и оценка термодинамического цикла с учетом особенностей работы на высоких параметрах.

В настоящее время работы по проектированию реакторных установок на сверхкритических параметрах проводятся в разных странах (Россия, Канада, Япония, Корея, Китай, США, Евросоюз и др.). Кроме отличий в конструкции, использованных материалах и компонентах активной зоны реактора предлагаются различные варианты тепловой схемы установки. При этом заявляются КПД от 43 до 48%. Анализ схем и варианты расчеты позволяют оптимизировать схему ЯЭУ с СКП и выявить пути дальнейших исследований при обосновании концепции для АЭС данного типа с использованием, в совокупности, опыта атомной и тепловой энергетики.

**Ключевые слова:** АЭС, реактор на сверхкритических параметрах воды, термодинамический цикл, генерация IV, турбина, активная зона, регенеративная установка, сепаратор-пароперегреватель, КПД цикла.

**Key words:** NPP, supercritical water reactor, thermodynamic cycle, Generation IV, turbine, reactor core, regenerative set, steam separator, cycle efficiency.

### ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время конкуренция в сфере выработки электроэнергии определяется такими показателями энергоэффективности, как коэффициент полезного действия (КПД), экологичность, возобновляемость и т.д. Современные атомные электростанции при должном поддержании безопасности являются экологичным, а, в перспективе, при создании замкнутого топливного цикла и возобновляемым источником электроэнергии. Однако показатель КПД для АЭС остается низким по сравнению с современными ТЭС. Увеличить КПД позволит повышение начальных термодинамических параметров ядерных энергетических установок [1].

Предварительные оценки показывают, что повышение давления до 25 МПа и температуры теплоносителя на выходе из реактора до 540°C позволяет повысить

КПД установок (до 45%) и снизить экологическое воздействие путем уменьшения потерь тепла в термодинамическом цикле от 67 (ВВЭР-1000) до 55% (ВВЭР СКД) [2–6].

Одним из наиболее перспективных типов ЯЭУ, выбранных в рамках международного проекта «Генерация IV», является АЭС с легководным реактором на сверхкритических параметрах теплоносителя (SCWR). Разработки перспективных водоохлаждаемых реакторов четвертого поколения на воде сверхкритических параметров проводятся в Европе, США, Канаде, Японии, Южной Корее [2, 7–9].

В России переход на сверхкритические параметры в водоохлаждаемых реакторах рассматривается как естественное продолжение разработок ВВЭР. В настоящее время проводятся оценки физических и теплогидравлических характеристик реактора ВВЭР-СКД [2, 10 – 15].

Рассматриваются два варианта компоновки активной зоны с рабочим давлением теплоносителя – 25 МПа, выходной температурой теплоносителя от 500 до 550°C:

- с тепловым спектром нейтронов для работы в открытом топливном цикле; в качестве топлива предполагается использовать  $UO_2$ ;
- с быстрым спектром нейтронов для работы в замкнутом топливном цикле с рециклом всех актинидов. В этом случае предполагается централизованное размещение завода по переработке топлива.

В большинстве проектов АЭС с реакторами, охлаждаемыми водой сверхкритических параметров, в качестве основного варианта рассматривается одноконтурная установка с подачей пара из реактора на турбину и с промежуточным перегревом пара после первой ступени цилиндра высокого давления турбины. В этом случае, кроме достижения сравнительно высокого КПД, существенно снижаются капитальные затраты, сокращается число единиц оборудования, уменьшаются размеры защитной оболочки. Предполагается максимальное использование заводской технологии изготовления оборудования и применение освоенных промышленностью турбин, корпусов реакторов, теплообменного оборудования, что положительно влияет на экономические характеристики и надежность установок. Успешный опыт эксплуатации энергоблоков сверхкритического давления на органическом топливе на протяжении последних 40–50-ти лет позволяет в значительной мере использовать освоенное оборудование и отработанные технологии, в том числе

- турбоустановки СКД мощностью от 850 до 1200 МВт;
- материалы контура циркуляции и основного теплотехнического оборудования.

### **ЗАРУБЕЖНЫЕ РАЗРАБОТКИ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ ЦИКЛОВ АЭС, РАБОТАЮЩИХ НА СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРАХ ВОДЫ**

Впервые разработку концептуального проекта реактора, охлаждаемого водой сверхкритических параметров, в основу которого был заложен кипящий реактор, начали в университете в Токио в 1989 г. [16]. Были предложены два варианта реактора: на тепловых (SCLWR-H) и на быстрых нейтронах (SCFR-H). Основное различие этих двух реакторов заключалось в присутствии замедлителя в активной зоне теплового реактора. Топливная сборка на тот момент представляла собой гексагональную упаковку, состоящую из твэлов и водяных элементов (каналов), служащих замедлителем нейтронов. Впоследствии исследователи пришли к квадратной упаковке твэлов для реактора на тепловых нейтронах. В проведенных расчетах проекта АЭС мощностью 1570 МВт (эл.) достигался КПД 44%. Однако расчеты, представленные в [17], показали превышение максимально допустимой температуры

оболочки твэла (620°C) в так называемых горячих ячейках на 82,9°C (702,9°C). Не допустить превышения максимальной температуры оболочки твэла можно двумя способами: увеличить массовую скорость течения теплоносителя в каналах путем уменьшения относительного шага расположения твэлов либо снизить подогрев теплоносителя в активной зоне посредством увеличения расхода теплоносителя. В Токийском университете выбрали первый вариант, в Корее – второй. В обоих проектах температура пара на выходе из активной зоны реактора составляет 510°C.

**Корея** предлагает свой проект одноконтурной установки SCWR с внутренней рециркуляцией потока теплоносителя. Расход теплоносителя через активную зону более чем в три раза превышает референтный, однако прирост расхода питательной воды отличается менее чем на 40%.

В термодинамический цикл установки SCWR заложены характеристики усовершенствованного кипящего реактора (ABWR), разработанного «Дженерал Электрик», и энергоблока СКД тепловой станции на органическом топливе [18] с двухступенчатым промежуточным перегревом пара и восьмиступенчатой системой подогрева питательной воды. КПД такой установки составляет 43,68 %, что несколько ниже референтного значения (44 %), но, по мнению разработчиков, является приемлемым.

В **Японии** при разработке АЭС на сверхкритических параметрах воды учитывался опыт, накопленный при эксплуатации энергоблоков СКД в тепловой энергетике, и опыт освоения атомных станций с реакторами PWR и BWR. Авторы, по возможности, пытались упростить конструкцию энергоблока. Основной принцип – максимальное использование существующих оборудования, технологий и стандартов. Корпус реактора подобен используемому в PWR. Теплоноситель сверхкритических параметров подается в реактор насосами, подобными насосам BWR. Отпадает необходимость в рециркуляционных насосах, не нужны системы сепарации пара. Внутренняя поверхность корпуса реактора охлаждается питательной водой (280°C). Тракт холодной питательной воды является одновременно и защитной оболочкой от радиации. Турбина состоит из одного цилиндра высокого давления (HP-T), одного цилиндра среднего давления (IP-T) и двух цилиндров низкого давления (LP-T). Тепловая схема турбины состоит из восьми ступеней регенеративного подогрева воды, включая деаэратор. Предусмотрен двухступенчатый перегрев пара. Пар после цилиндра среднего давления выводится в промежуточный сепаратор влаги и вторичный пароперегреватель (MSH). Вторичный перегрев пара осуществляется на первой ступени за счет пара отбора цилиндра среднего давления, а затем за счет пара после цилиндра высокого давления. КПД блока составляет 42%. Проектная электрическая мощность установки – 950 МВт. Одноконтурная схема циркуляции.

В Массачусетском технологическом институте (**США**) разработан проект одноконтурной SCWR [19]. Паротурбинный цикл блока схож с паротурбинным циклом тепловой станции, работающей на органическом топливе и охлаждаемой водой сверхкритических параметров. Одним из условий проекта было максимальное использование имеющегося на сегодня оборудования.

В схеме используются одновальный турбогенератор; по одному цилиндру высокого и промежуточного давления, три цилиндра низкого давления; между цилиндрами высокого (промежуточного) давления расположен регенеративный сепаратор-пароперегреватель; восемь регенеративных подогревателей питательной воды (три подогревателя высокого давления, деаэратор и четыре подогревателя низкого давления) доводят температуру питательной воды до 280°C. Проектная выработка электроэнергии – 1600 МВт, КПД станции – 44,8 %.

В Канаде на базе существующего промышленного энергоблока CANDU ведутся проработки новой двухконтурной реакторной установки на сверхкритические параметры воды с вторичным перегревом пар в активной зоне реактора – Ultra-CANDU+ [20, 21]. В цикле предлагается использовать существующие в Канаде турбины на сверхкритические параметры воды с двойным перегревом пара, которые служат для выработки электроэнергии на тепловых электростанциях, КПД которых доходит до 55%. Острый пар, поступающий из реактора на турбину, после прохождения цилиндра высокого давления вновь подается в реактор для вторичного перегрева, но уже при существенно более низком давлении 7 МПа и температуре 350°C. При этом давлении и температуре 700°C перегретый пар поступает в цилиндр среднего давления турбины. Для организации такого тракта предусматривается иное выполнение и активной зоны, и тепловыделяющих элементов (подробности можно найти, например, в [21]). Выполненные расчеты показывают, что применение вторичного перегрева позволит увеличить КПД энергоблока до 48% и более.

Предварительные расчетные параметры блока: тепловая мощность – 2540 МВт, электрическая – 1220 МВт, КПД – 48% [22]. На вход в реактор подается питательная вода при 350 °С, температура острого пара на выходе из реактора – 625 °С. В качестве замедлителя используется тяжелая вода, теплоносителем является легкая вода. Данную схему можно использовать как для выработки электроэнергии, так и для теплофикационных целей, а также для получения водорода [22].

### **ОТЕЧЕСТВЕННЫЕ ПРЕДЛОЖЕНИЯ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЙ СХЕМЫ ВВЭР-СКД**

В ГНЦ РФ-ФЭИ разработана термодинамическая схема для реактора со сверхкритическими параметрами воды. При этом ориентировались на существующие турбины СКД, освоенные в тепловой энергетике, с учетом их модификации для использования с ядерным реактором корпусного типа.

Для реакторной установки ВВЭР-СКД мощностью 1600 МВт предложены две турбины К-800-240 с начальными параметрами пара давлением  $P = 24,5$  МПа и температурой  $t = 540$ – $560$ °С.

Одним из отличий термодинамического цикла АЭС с реактором СКП от цикла ТЭС является способ организации промежуточного перегрева. В схеме ТЭС промежуточный перегрев осуществляется подачей всего потока выхлопа цилиндра высокого давления (ЦВД) турбины в трубную систему котла, которая предназначена для перегрева пара. В схеме АЭС необходим теплообменник (сепаратор-пароперегреватель) для перегрева выхлопа одного из цилиндров турбины и повышения КПД установки.

Сепаратор-перегреватель (СПП) представляет собой поверхностный теплообменный аппарат. Греющим паром пароперегревателя является свежий пар, поступающий из главного парового коллектора через регулирующий клапан СПП. Перегрев свежим паром снижает термический КПД цикла. Положительное влияние такого перегрева пара сказывается на существенном понижении потерь от влажности в последующих ступенях турбины, на повышении внутреннего относительно КПД и надежности турбины. На рисунке 1 показана принципиальная тепловая схема для реактора на СКП, разработанная авторами, с указанием параметров цикла.

При оценке параметров СПП были определены его конструктивные характеристики с учетом особенностей работы на СКП воды.

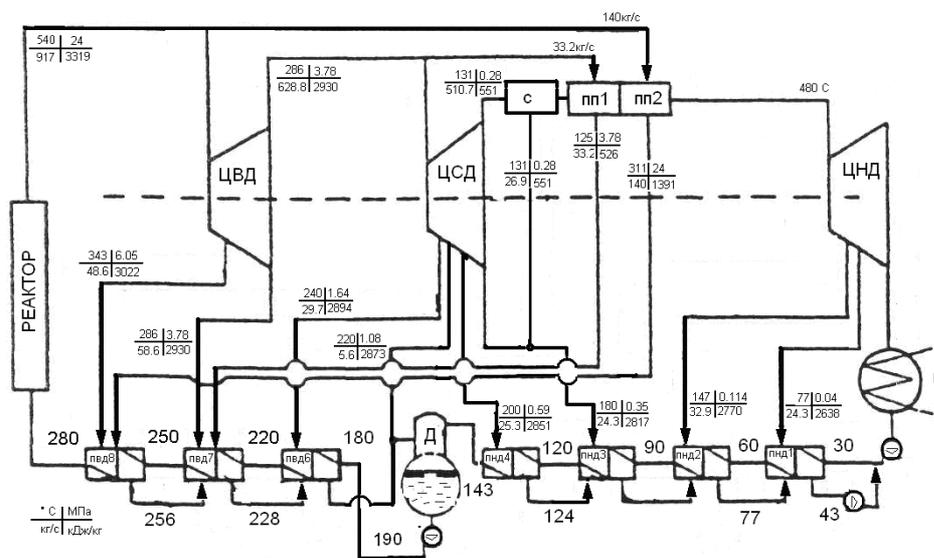


Рис. 1. Тепловая схема реакторной установки на сверхкритических параметрах воды

С целью оптимизации термодинамического цикла были рассмотрены варианты организации промперегрева после цилиндров высокого и среднего давления. Установлено, что поверхность теплообмена, следовательно, и металлоемкость при расположении промперегрева после ЦВД меньше на 20%, чем при расположении его после ЦСД. При этом КПД у второго варианта компоновки выше на ~3%. К тому же влажность на последних ступенях турбины выше у первого варианта. Таким образом, можно уменьшить металлоемкость СПП без существенного снижения КПД, однако при этом из-за имеющейся влажности на последних ступенях турбины необходимо применять лопатки, изготовленные из более дорогих сплавов, что экономически неоправданно.

Также рассматривалась возможность включения одноступенчатого СПП, разработанного на машиностроительном заводе «ЗиО-Подольск», вместо двухступенчатого. Оценивалась эффективность размещения его в схеме с учетом влияния на КПД и надежность турбоустановки. Получено, что при этом на перегрев затрачивается большее количество острого пара, тем самым расход на собственные нужды увеличивается и КПД снижается.

Таким образом, наиболее оптимальной представляется схема, показанная на рис. 1, с двухступенчатым СПП после ЦСД.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный анализ термодинамических циклов АЭС с реакторами на СКП позволил обобщить решения, принятые специалистами разных стран.

1. Предполагается максимальное использование заводской технологии изготовления оборудования и применение освоенных промышленностью турбин, корпусов реакторов, теплообменного оборудования, что положительно влияет на экономические характеристики и надежность установок. Успешный опыт эксплуатации энергоблоков сверхкритического давления на органическом топливе, на протяжении последних 40–50-ти лет позволяет использовать

- турбоустановки СКД мощностью от 850 до 1200 МВт;
- материалы контура циркуляции и основного теплотехнического оборудования.

2. Во всех проектах давление острого пара равно или близко к 25 МПа.
3. Температура острого пара варьируется от 500 (США) до 625°C (Канада). Температура питательной воды изменяется от 280 до 350°C. Коэффициент полезного действия энергоустановки в проектах составляет  $\sim 44 \pm 1\%$  и только в канадском проекте (Ultra-CANDU<sup>+</sup>) он достигает 48%, где отмечается высокое, по сравнению с другими проектами, значение температуры острого пара (625°C). Изменение температуры острого пара на выходе из реакторной установки в пределах 50°C не приводит к росту КПД. Чем выше температура пара на входе в часть низкого давления турбины, тем больше КПД установки.
4. В тех случаях, когда на выходе из реакторной установки температура острого пара не превышает 510°C, для увеличения КПД необходимо устанавливать сепараторы-пароперегреватели. И только при температуре острого пара свыше 550°C отпадает необходимость в сепарации пара.
5. Оптимизация схемы показывает, что при компоновке с перегревом пара после цилиндра среднего давления (ЦСД) реализуются наиболее эффективные параметры цикла. Однако при этом возрастает металлоемкость СПП по сравнению с вариантом компоновки промперегрева после ЦВД.
6. Использование одноступенчатого СПП не оказывает негативного влияния на металлоемкость, но при этом возрастает потребность в остром паре для промперегрева, тем самым увеличивая потери на собственные нужды по сравнению с двухступенчатым СПП.

### Литература

1. Семченков Ю.М., Духовенский А.А., Прошин А.А. и др. Проблемы и перспективы легководных реакторов нового поколения со сверхкритическим давлением/Труды отраслевого научно-технического семинара «Реакторы на сверхкритических параметрах воды» (Обнинск, 6-7 сентября 2007 г.). – С. 48 – 61 (CD).
2. Кириллов П.Л. Сверхкритические параметры – будущее реакторов с водным теплоносителем и АЭС/Обзор//Атомная техника за рубежом. – 2001. – № 6. – С. 3-8.
3. Алещенков П.И. и др. Энергетические блоки с ядерными реакторами на докритических и сверхкритических параметрах/В сборнике «Опыт эксплуатации АЭС и пути развития атомной энергетики». – Обнинск: ФЭИ, 1974. – С. 99-100.
4. Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления//Атомная энергия. – 2004. – Т. 94. – Вып. 5. – С. 374-380.
5. Долгов В.В. Энергоблоки на основе ВВЭР с закритическими параметрами теплоносителя//Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. Вып. 4. – С. 277-280.
6. Драгунов Ю.Г., Рыжков С.Б., Никитенко М.П. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР-СКД) – перспективные реакторы 4-го поколения/Труды отраслевого научно-технического семинара «Реакторы на сверхкритических параметрах воды» (Обнинск, 6-7 сентября 2007 г.). – С. 16 – 26. (CD).
7. McCreery G.E., Condie K.D., McEligot D.M., Buongiorno J. A supercritical water loop for heat transfer of Generation-IV supercritical light water reactors/In Proc. of the Int. Conf. on Global environment and Advanced Nuclear Power Plants (GENES4/ANP2003) (Kyoto, Japan, 2003). – Paper 1010 (CD).
8. Oka Y. and Koshizuka S. Design concept of once-through cycle supercritical pressure light water cooled reactors/In Proc. of the First Intern. Symp. on Supercritical Water-Cooled Reactors (SCR-2000) (Tokyo, Japan, 2000). – Paper 101 (CD).
9. Duffey R.B., Hopwood J., Khartabil H., Pioro I. The future of nuclear: SCWR Generation IV high performance channels/In Proc. of the 11<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-11) (Tokyo, Japan, 2003). – Paper ICONE-36222 (CD).
10. A technology Roadmap for Generation IV nuclear energy systems// Generation IV International Forum, GIF-002-00, December 2002, [http://nuclear.inl.gov/gen4/docs/gen\\_iv\\_roadmap.pdf](http://nuclear.inl.gov/gen4/docs/gen_iv_roadmap.pdf).
11. Generation IV nuclear energy systems ten-year program plan/Prepared for the U.S. Department of Energy Office of Nuclear Energy under DOE Idaho Operations Office Contract DE-AC07-05ID14517,

- March 2005. – <http://nuclear.inl.gov/deliverables/docs/gen-iv-10-yr-program-plan.pdf>.
12. Пономарев-Степной Н.Н., Филиппов Г.А. и др. Перспективы применения микротвэлов в ВВЭР // Атомная энергия. – 1999. – Т. 86. – Вып. 6.
13. Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен при сверхкритических давлениях и границы ухудшения теплообмена // Теплоэнергетика. – 2006. – № 4. – С. 46-51.
14. Филиппов Г.А., Кухаркин Н.Е., Гришанин Е. И. и др. Перспективы создания прямоточного корпусного реактора с перегревом пара // Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 3. – С. 197-204.
15. Драгунов Ю.Г., Махин В.М. и др. Водохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД) – перспективные реакторы 4-го поколения / Доклад на V Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск: ОКБ ГИДРОПРЕСС, 2007.
16. Oka Y. and Koshizuka S. Concept and design of a super-pressure, direct cycle light water reactor // Nucl. Tech. – 1993. – V. 103. – P. 295-302.
17. Kang H. and Bae Y. Conceptual design of a supercritical water-cooled reactor with an internal recirculation flow / In Proc. of the Int. Conf. On Global Environment and Advanced Nuclear Power Plant (GENES4/ANP2003), 2003, Kyoto, Japan. – Paper 1023 (CD).
18. Shioiri A., Moriya K., Oka Y. et al. Development of supercritical-water cooled power reactor conducted by a Japanese join team / In Proc. of the Int. Conf. On Global Environment and Advanced Nuclear Power Plant (GENES4/ANP2003), 2003, Kyoto, Japan. – Paper 1121 (CD).
19. Middleton B.D. and Buongiorno J. Supercritical Water Reactor Cycle for Medium Power Applications. – MIT-ANP-TR-110. – 2006 (June).
20. Duffey R., Pioro I. and Kirillov P. Supercritical Water-Cooled Nuclear Reactors (SCWRs): Review and Status / Труды отраслевого научно-технического семинара «Реакторы на сверхкритических параметрах воды» (Обнинск, 6-7 сентября 2007 г.). (CD).
21. Duffey R., Kuran S. and Pioro I. Designing high efficiency reactors using ultra-supercritical technology / In Proc. of the 3<sup>rd</sup> Int. Symposium on SCRW – Design and Technology (SCWR2007), 2007, Shanghai, China. – Paper No. SCWR2007-1002 (CD).
22. Brady D., Duffey R., Khartabil H. et al. Generation IV reactor development in Canada / In Proc. of the 3<sup>rd</sup> Int. Symposium on SCRW – Design and Technology (SCWR2007) (Shanghai, China, 2007). – Paper No. SCWR2007-P057 (CD).

Поступила в редакцию 16.08.2012

**УДК 621.039.58: 356.24**

*Thermodynamic Cycles of NPPs Operated with Supercritical Water* \V.M. Abdulkadyrov, G.P. Bogoslovskaya, V.A. Grabejnaya; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2012. – 7 pages, 1 illustration. – References, 22 titles.

**УДК 621.039.586**

*Experimental Researches of the Processes Accompanying an Accident «The Intercontour Leak of a Steam Generator» for Fast Reactor with HLMC* \A.V. Beznosov, T.A. Bokova, O.O. Novozhilova, A.K. Matjunin, V.L. Khimich, S.N. Pichkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2012. – 10 pages, 7 illustrations. – References, 3 titles.

Results of experimental and settlement-theoretical studies of the processes accompanying an intercontour leak of a steam generator for power installations on lead or lead-bismuth coolants are presented. The results of research the processes of appearing a micro-, operational and acceptable, and a large leak of the working body in the reactor loop and recommendations of the actions of operational personnel in similar accidents are given. A review of experimental studies carried out at NNSTU on the structure and characteristics of two-component flows at different flow the working body in the flow of lead and lead-bismuth coolant at a temperature of 600 °C, flow rates from 0.1 to 5.0 m/s, the content «light» phase 1–3% to 50% by volume is presented.

**УДК 621.039.534**

*The Use of Coolants Pb and Pb-Bi in the New Technologies of Recycling Solid, Liquid and Gaseous Media* \V.V. Ulyanov, V.A. Gulevsky, P.N. Martynov, A.S. Fomin, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy, S.-A.S. Niasov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2012. – 8 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 7 titles.

The results of studies demonstrating promising use of heavy liquid metal Pb and Pb-Bi in the new technologies of production steam, fresh water, light oil fractions, hydrogen, synthesis gas, and other technology products.

Developed and tested model samples vaporizer and water desalination with direct-contact liquid metal heat input. The test results showed the advantages the developed prototypes over direct-contact models developed in Japan.

Manufactured and tested demonstration samples hydrogen generators based on the processes of electrochemical decomposition of water and oxide conversion of hydrocarbon gases in the lead coolant. Revealed that more preferable to the further development is the hydrogen generator based on electrochemical decomposition of water.

Substantiated perspective of studying the processes of interaction oil products (fuel oil, bottoms, tar sands, etc.) with heavy coolant in terms of depth of refining oil and oil products.

**УДК 621.039.53**

*Structural Studies of 15H2NMF AA Steel and its Welds after Long Thermal Exposures and Irradiation at the Operating Temperature of Reactor Pressure Vessel* \B.A. Gurovich, E.A. Kuleshova, D.A. Maltsev, S.V. Fedotova, A.A. Frolov, O.O. Zabusov, M.A. Saltykov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2012. – 12 pages, 6 tables, 7 illustrations. – References, 8 titles.

A complex of microstructural studies (TEM, SEM and Auger) of VVER-1000 surveillance samples of the temperature sets in the initial state, after long thermal exposures (up to 180 000 hours) and irradiation was conducted in this paper.

It was shown that in non-irradiated elements of RPV the critical brittleness temperature shift can be caused by the development of reversible temper brittleness. Herewith its contribution to the total embrittlement of the material increases with increasing of operation time and can be decisive at extending the lifetime of VVER-1000 RPV up to 60 years and more. The level of grain-boundary segregations in various states was established. It is experimentally shown that radiation-enhanced diffusion of phosphorus to grain boundaries is observed in RPV steels.