

# ВОДООХЛАЖДАЕМЫЙ РЕАКТОР ВВЭР СКД (ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ РАЗРАБОТКИ)

**П.Л. Кириллов**

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



Представлен краткий обзор состояния атомной энергетики на 01.01.2013. Проект водоохлаждаемого реактора на сверхкритическом давлении (ВВЭР СКД) опирается на накопленный опыт ВВЭР, PWR, BWR, РБМК (более 14000 реакторо-лет), многолетний мировой опыт эксплуатации тепловых электростанций, в которых используется пар сверхкритических и суперсверхкритических параметров. Освещаются преимущества такого реактора и научно-технические проблемы, требующие решения при его разработке. Накопленные за последние 10 лет знания позволяют уточнить концепцию и приступить к проектированию экспериментального реактора небольшой мощности.

**Ключевые слова:** реактор, сверхкритическое давление воды, поколение IV, преимущество методологии ИНПРО.

**Key words:** reactor, supercritical water, Generation IV, advantages, INPRO approach.

## ВВЕДЕНИЕ

На 01.01.2013 г. в мире действуют 435 ядерных реакторов, другие сооружаются, многие уже запланированы к сооружению на предстоящие 15 лет, а различные фирмы и организации подготовили долгосрочные предложения о постройке в будущем еще ряда блоков АЭС. Общий опыт эксплуатации ядерных реакторов составляет около 15000 реакторо-лет. В ближайшие годы часть работающих реакторов выработают свой ресурс и будут остановлены, но, тем не менее, следует ожидать, что через 20 лет количество работающих реакторов может достичь 800–850 (табл. 1) [1, 2].

Таблица 1

### Ядерные реакторы мира

	Количество	Суммарная мощность, ГВт
Действующие	435	374
Строящиеся	65	65
Запланированные к строительству	167	184
Предложенные к рассмотрению на 15 – 20 лет	317	360

Наибольшее количество реакторов (84%) расположено в 11-ти странах (табл. 2). 13 стран можно считать наиболее зависимыми от атомной энергетики,

поскольку ее доля в производстве электроэнергии у них составляет более 30% (табл. 3).

Таблица 2

**Страны, имеющие наибольшее количество реакторов по данным на 01.01.2013**

Страна	Количество	Общая электрическая мощность, ГВт эл.	Доля, %
США	104	102,2	19,2
Франция	58	63,1	77,7
Япония	50	44,4	18,1
Россия	33	24,2	17,6
Корея южная	23	20,8	34,6
Индия	20	4,4	3,7
Канада	19	13,5	15,3
Китай	16	12,9	1,8
Великобритания	16	10,0	17,8
Украина	15	13,2	47,2
Швеция	10	9,4	39,6
В мире	435	374,1	13,5

Источник: World Nuclear Power Reactors. <http://www.world-nuclear.org/info/reactors.html>

Таблица 3

**Страны, наиболее зависимые от производства атомной энергии**

Страна	Доля, %	Количество реакторов
Франция	77,7	58
Бельгия	54	7
Словакия	54	4
Украина	47,2	15
Венгрия	43,2	4
Словения	41,7	1
Швейцария	40,8	5
Швеция	39,6	10
Корея южн.	34,6	23
Армения	33,2	1
Чехия	33,0	6
Болгария	32,6	2
Финляндия	31,6	4

Источник: World Nuclear Power Reactors. <http://www.world-nuclear.org/info/reactors.html>

Следует полагать, что закрытие этого источника энергии для них чревато потрясениями в экономике, и маловероятно, что они смогут отказаться от нее.

В 2012 г. потребление урана в мире составило 68 тыс. т и в ближайшие 10–15 лет может вырасти до 100 тыс. т в год. Основные потребители урана (в тыс. т): США (20), Франция (9,2), Китай (6,5), Россия (5,5), Япония (5), Корея южная (4,2), Индия (4).

Оценки показывают, что, если не будут найдены и развиты другие большие источники энергии типа месторождения газа в сланцах, неминуем переход к созда-

нию реакторов с воспроизводством ядерного топлива, т.е. с быстрым спектром нейтронов.

В Международной программе «Поколение IV» (Generation IV) обозначены пять типов быстрых ядерных реакторов (см. табл. 4, где их характеристики приведены в алфавитном порядке). Теплоносителями в этих реакторах предполагаются гелий, свинец, расплавы солей, натрий, вода, из которых промышленное использование в атомной энергетике нашли только вода (наработка более 14000 реакторо-лет) и натрий (наработка около 270 реакторо-лет)\*). Наибольшие успехи достигнуты в России (БН-600, БОР-60, БН-350). Разработка реакторов с охлаждением натрием ведется во Франции, Японии, Индии, Китае [7, 11, 12, 18]. Международное сообщество обратилось к созданию быстрых реакторов, и МАГАТЭ организовало две международные программы по SFR (Sodium-cooled Fast Reactors) и SCWR (Supercritical Water-cooled fast Reactors). Другие теплоносители пока не нашли место в ядерной энергетике или их опыт оказался неудачным. Так все демонстрационные и коммерческие реакторы в мире с охлаждением гелием закрыты (США и Германия) или дорабатывают свой ресурс (Великобритания). Опыт использования фторидных солей также не получил распространения, хотя экспериментальный реактор работал [8, 9, 16].

Проект реактора БРЕСТ-300 с охлаждением свинцом вызвал острую дискуссию среди специалистов. Опубликовано много работ, выполненных в обоснование этого проекта, и еще очень многое предстоит сделать [3–5].

Таблица 4

**Реакторы на быстрых нейтронах, охлаждаемые разными теплоносителями (Generation IV)**

Аббревиатура	Наименование	Теплоноситель	Температура, °С	Давление, МПа	Топливо	Мощность, МВт эл.
GFR	Gas-cooled fast reactors	Гелий	850	7 – 15 высокое	U <sup>238</sup>	1200
LFR	Lead-cooled fast reactors	Свинец	480 – 800	~ 2 низкое	U <sup>238</sup>	20 – 180 300 – 1200 600 – 1000
MSR	Molten salt fast reactors	Расплав: фторид соли	700 – 800	~ 2 низкое	UF	1000
SFR	Sodium-cooled fast reactors	Натрий	550	~ 2 низкое	U <sup>238</sup> и MOX	300 – 1500 1000 – 2000
SCWR	Supercritical water-cooled fast reactors	Вода	510 – 625	25 высокое	UO <sub>2</sub>	300 – 700 1000 – 1500

Источник: WNA. <http://www.world-nuclear.org/info/inf77.html>

Проект водоохлаждаемого ядерного реактора на сверхкритических параметрах **ВВЭР СКД** (Generation IV) или SCWR по международной классификации опирается на

- накопленный опыт эксплуатации ВВЭР, PWR, BWR – более 14000 реакторо-лет;
- многолетний мировой опыт эксплуатации тепловых электростанций – более 400 блоков, 20000 блок-лет, в которых используется водяной пар сверхкритичес-

\* БОР-60 (1969-н/в), БН-350 (1972-99), БН-600 (1980- н/в), Phoenix (1973-2003), Super Phoenix (1985-98),

DFR (1959-77), PFR (1974-94), EBR-2 (1963-98), FFTF (1980-96), FBTR (1985- н/в), MONJU (1994-2009).

ких параметров (СКП) (25 МПа, 540°C) и суперсверхкритических (35–37 МПа, 620–700°C).

Концепция одноконтурной ЯЭУ на СКД базируется на опыте тепловой энергетики СССР и России (котлы ЗИО, ТКЗ; турбины ЛМЗ, ХТЗ). Данные табл. 5 дают представление об энергоблоках с СКД в России и странах СНГ.

Таблица 5

#### Распределение энергоблоков по мощности

Мощность блока, МВт эл.	300	500	800	1200	Всего
Количество блоков в СНГ	195	16	20	1	232
В том числе в России	107	7	14	1	129

Годовой рост количества блоков 300 МВт был стремительным: в 1963 г. – 1, в 1965 г. – 12, в 1970 г. – 69, в 1975 г. – 144.

Эта концепция опирается также на разработки ЯЭУ с ядерным перегревом пара, опыт эксплуатации пароперегревательных твэлов на БАЭС (540–560°C).

В истекшие 1964–1990 гг. и позже к этой задаче приступали Курчатовский институт, ОКБ «Гидропресс», ОКБМ, НИКИЭТ. Однако эти разработки не получили в то время должного развития. После первого международного семинара (2000 г.) в ГНЦ РФ-ФЭИ были начаты расчетные работы по физике и теплогидравлике. Результаты обсуждались на межведомственных семинарах и конференциях.

Сейчас разработки по данной тематике ведутся более чем в 15-ти странах (Япония, Корея, Канада, Европейское сообщество, Китай и др.) [13, 17, 19, 21]. Реализуется проект Международной программы основных направлений НИОКР в этой области, ход которого регулярно обсуждается на заседаниях рабочих групп МАГАТЭ. В 2011 г. Россия вступила в программу «Международный форум «Поколение IV» (GIF – the Generation IV International Forum). Еще ранее ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ-ФЭИ и РНЦ КИ разработали в 2007 г. основы концепции коммерческого реактора для АЭС 1700 МВт эл. [20, 22].

#### ДЕСЯТЬ ПРЕИМУЩЕСТВ КОНЦЕПЦИИ ВВЭР СКД

**Жесткий (быстрорезонансный) спектр нейтронов** позволяет достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (около 1), сократить расходы урана, обеспечить использование  $U^{238}$ , выжигание радиоактивных отходов. В качестве топлива можно использовать освоенный диоксид урана, МОХ-топливо или другие виды топлив, которые предполагается использовать в БН-800, 1200.

**Увеличение коэффициента полезного действия цикла** до 44–45 % вместо существующих на АЭС 33–34 % (на современных ТЭС КПД приближается к 50–53 %) не только приводит к экономии топлива, но и улучшает экологическую обстановку около АЭС (сокращаются выбросы тепла, испарение воды в окружающих водоемах).

**Уменьшение расхода теплоносителя** через активную зону, связанное с возможностью увеличения подогрева теплоносителя в активной зоне от 280 до 540°C, т.е. на 270°C по сравнению с подогревом в ВВЭР – 30–35°C, сокращает проходные сечения трубопроводов (в 2,5–3 раза), размеры запорно-регулирующей аппаратуры, мощности и размеры главных циркуляционных насосов, снижает затраты энергии на прокачку теплоносителя, уменьшает количество петель (до двух).

**Прямоточная схема АЭС** сокращает количество оборудования, позволяет отказаться от парогенераторов – оборудования второго контура, компенсаторов давления, насосов второго контура, сепараторов. Установки ВВЭР СКД выгодно отличаются от остальных ЯЭУ капитальными затратами и прогнозируется, что их стоимость на 20–30% будет ниже стоимости ВВЭР.

**Обеспечивается применение освоенного серийного оборудования** машинного зала, широко используемого в настоящее время в тепловой энергетике (турбины, подогреватели и т.п.).

**Упрощение систем безопасности** по сравнению с действующими ВВЭР. Исключаются (или значительно сокращаются) проблемы водородной безопасности при отказе от циркониевых сплавов и использовании оболочек твэлов из нержавеющей стали или никелевых сплавов, снимается необходимость во многих компонентах этой системы.

**Значительно уменьшается объем защитной оболочки** при той же мощности АЭС вследствие исключения парогенераторов и другого оборудования, что снижает затраты и сроки строительства.

**Указанные факторы** приводят к **меньшей металлоемкости** РУ по сравнению с существующими ВВЭР, сокращению объема и сроков строительных работ. Подтверждением является и анализ такого показателя как удельная металлоемкость РУ в т/МВт эл. У БН-реакторов этот показатель равен 17,7 для БН-350; 13,0 для БН-600 и 9,7 для БН-800. У реакторов ВВЭР-1000 этот показатель равен 3,25; у двухконтурного реактора ВВЭР СКД И – 3,1, для одноконтурного реактора ВВЭР СКД около 1,4–1,6. Упрощение конструкции и применение отработанных технологических решений позволяет также сократить сроки строительства.

**Сокращение эксплуатационных затрат.** Уменьшение количества оборудования, приборов РУ сокращает не только затраты на его проектирование, изготовление, монтаж, но и на ремонт, включая замену в случае необходимости.

**Выбор корпусного реактора** ВВЭР СКД связан с 50-летним опытом разработки, изготовления и эксплуатации реакторов ВВЭР в СССР, России, Украине и других странах.

Реализация этих преимуществ зависит от дальнейших систематических научных исследований и технических разработок

## **НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ, ТРЕБУЮЩИЕ РЕШЕНИЯ ПРИ РАЗРАБОТКЕ ВВЭР СКД**

Перечень проблем, требующихся для обоснования ВВЭР СКД и начала проектирования экспериментального реактора с тепловой мощностью 30 МВт, достаточно стандартен и очевиден, как и при разработке реактора любого типа.

**Основные задачи физики реактора** – это определение приемлемых значений коэффициента воспроизводства (КВ) топлива и выгорания; обеспечение отрицательных коэффициентов реактивности в разных режимах работы реактора и его самозащищенности.

**Проблемы материалов**, в первую очередь, касаются корпуса, топлива, оболочек твэлов. Конструкционные материалы корпуса (стали 12Х18Н12Т, 08Х18Н12Т) испытаны в потоке быстрых нейтронов при разработке и эксплуатации реакторов БР-10, БОР-60, БН-600, БН-800. Необходим анализ возможных изменений этих материалов в другом спектре нейтронов. Топливо – диоксид урана  $UO_2$  – широко используется в реакторах разного типа, и какие-либо проблемы в случае его применения в экспериментальном ВВЭР СКД–30 пока не просматриваются. Материалы оболочек твэлов предстоит выбрать на основании опыта эксплуатации оболочек твэлов БОР-60, БН-350, БН-600. Вероятно, это будут хромоникелевые сплавы ( $^{17}Cr$ ,  $^{13}Ni$ ,  $2Mo$ ), для которых требуется провести оценку величины распухания при соответствующих интенсивностях облучения (сна) [10–12].

**Особенности теплогидравлических процессов** в таком реакторе – значительное изменение плотности и теплоемкости воды при сверхкритических параметрах

( $T_k = 374,096^\circ\text{C}$ ,  $P_k = 22,064$  МПа,  $\rho_k = 322$  кг/м<sup>3</sup>). При  $P < P_k$  и  $P > P_k$  характер зависимостей коэффициентов теплоотдачи и гидравлического сопротивления хорошо исследован применительно к каналам разной формы.

При околокритических параметрах эти характеристики измерить трудно. В настоящее время неопределенность (погрешность) в расчетах коэффициентов теплоотдачи для каналов простой формы (круглая труба, плоская щель) составляет  $\pm (15-20)\%$ .

Для начального этапа разработок такая неопределенность (точность) достаточна, но необходимо проведение дополнительных экспериментов в каналах простой и сложных форм, в первую очередь, на пучках стержней с тесной упаковкой (например, с шагом 1,1–1,15). Возможность появления режима ухудшенного теплообмена можно ликвидировать закруткой потока, дистанционирующими решетками и т.п.

Плотности тепловыделения (кВт/л) и характерные линейные нагрузки характеризуются следующими значениями.

Тепловыделение	ВВЭР	ВВЭР СКД
$q_v$ , кВт/л	110	~ 110
$\langle q \rangle$ ср., Вт/см	160 – 178	160
$\langle q \rangle$ max, Вт/см	448	~ 300

Именно в этих условиях необходимы эксперименты по исследованию теплообмена в тесных пучках стержней с целью создания более совершенных методик расчетов и поиск приемлемых методов интенсификации теплообмена.

Предстоит также исследовать процессы перемешивания струй «холодной» ( $T < T_k$ ) и «горячей» воды ( $T > T_k$ ) с целью выявления неустойчивых режимов, которые в проведенных экспериментах пока не появлялись.

*Особенности водно-химического режима (ВХР) при СКД в котлах на ТЭС хорошо отработаны. Специфика применения воды околокритических параметров в ядерных реакторах связана с воздействием радиационного излучения и возникающего радиолитического разложения воды, что имеет место в реакторах типа ВВЭР, ВВР, РБМК.*

Предстоит оценить и экспериментально исследовать это явление в другом, более жестком, спектре нейтронов, включая массоперенос продуктов коррозии и радионуклидов. Исследования коррозии материалов, намеченных к применению в ВВЭР СКД, должны быть выполнены как в статических условиях, так и в потоках воды в поле реакторного излучения, т.е. непосредственно в реакторных петлях.

*Проблемы создания систем безопасности реактора ВВЭР СКД аналогичны тем, что решаются при разработке ВВЭР (активные и пассивные системы). Особенностью экспериментального реактора ВВЭР СКД-30 и в дальнейших проектах с СКД будет создание организации естественной циркуляции в контуре реактора с помощью специальных устройств или отдельных каналов для отвода тепла.*

Проверка научно-технических решений по конструкции ВВЭР СКД должна быть проведена на моделях, а отдельные конструкции узлов испытаны в натуральную величину. Предстоит разработка и верификация программных средств, включая коды улучшенной оценки, для связанных расчетов нейтронно-физических и тепло-гидравлических характеристик ВВЭР СКД, которые будут учитывать сложный характер изменения свойств теплоносителя в пределах рабочих температур ( $T_{вх} = 350^\circ\text{C}$ ,  $T_{вых} = 550^\circ\text{C}$ ).

Опыт создания реакторов на быстрых нейтронах в России показывает, что следует начинать с разработки экспериментального реактора небольшой мощности



(~ 30 МВт), например, ВВЭР СКД-30. Именно на такой установке можно проверить основные технические решения, отработать необходимые режимы и найти решения возникающих проблем. Как показывает опыт, игнорирование предварительного (перед демонстрационным) создания экспериментальных реакторов малой мощности (таких как БН-10, БОР-60, ЕБР-2 и т.п.) приводит к многолетним затратам без получения существенных результатов для создания коммерческого блока [7, 10, 14, 18].

### ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ РАЗРАБОТОК ВВЭР СКД

Анализ выполнен в МАГАТЭ на основании методологии ИНПРО<sup>\*)</sup>

Процедура оценки ИНПРО включает в себя возможность сравнения различных типов ЯЭУ (или различных конструкций её узлов) с целью определения оптимальной системы или выявления её сильных и слабых сторон с точки зрения конкурентоспособности и установления конкретных целей для разработчиков.

На настоящем этапе применение данной методологии в полном объеме затруднительно, так как ее разработка пока еще не завершена и отсутствуют многие данные по разрабатываемым установкам. Вместе с тем, отдельные количественные и качественные оценки уже можно сделать.

*Суждение о возможностях ЯЭУ.* В концепции достаточно детально рассмотрены возможности развития АЭС с ВВЭР СКД: повышение КПД по сравнению с ВВЭР, PWR и BWR; применение отработанных технологий и, как следствие, сокращение сроков создания и строительства; применение различных видов топлива, что может быть особенно важно в переходный период к использованию МОХ-топлива, так как позволяет примерно в два раза сократить потребление природного урана. Кроме того, применение быстрого ВВЭР СКД привлекательно с позиций обеспечения  $K_B = 1$ . Это позволяет «смягчить» требование по высокому темпу ввода БН-реакторов.

*Суждение о зрелости ЯЭУ.* Недостаточность сведений приводит, согласно методологии ИНПРО, к риску. Вместе с тем, проведение таких исследований, как реакторные испытания твэлов в условиях СКД позволит сделать конкретные выводы по перспективности данного направления. Степень неопределенности следует отнести к умеренной на основании имеющихся исследований и опыта эксплуатации котлотурбинных установок ТЭС и одноконтурных реакторных установок: БАЭС – блоки №1 и 2, РБМК, ВК-50 и BWR. Перспективными этапами работ могут быть реакторные и стендовые испытания для обоснования выбора конструкций твэла и расчетных методик и создание экспериментальной установки.

Для сравнительной оценки с другими проектами данных пока недостаточно.

*Доступность стоимости энергии для потребителя.* Этот принцип будет выполнен, так как прогнозы по применению атомной энергетики являются оптимистическими. Этот показатель будет близок к показателю для реакторов PWR, BWR и ВВЭР.

*Допустимость по объему инвестиций.* Установки ВВЭР СКД выгодно отличаются от остальных ЯЭУ капитальными затратами (примерно в 1,5–2 раза в сравнении с БН-реакторами), и прогнозируется, что их стоимость на 20–30 % будет ниже стоимости ВВЭР.

<sup>\*)</sup> Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам был создан по инициативе Президента РФ В.В. Путина в сентябре 2000 г.

Методология оценки инновационных ядерных реакторов и топливных циклов изложена в Техническом отчете МАГАТЭ IAEA-TECDOC-1434. [6, 10, 15].

*Риск инвестиций.* Критериями по данному требованию являются сроки лицензирования, строительства и устойчивость политической обстановки. Они будут получены в дальнейшем для конкретной страны и фирмы. Можно прогнозировать, что какие-либо особенности для данной установки вряд ли возникнут. По конструкции первого контура, исполнению защитной оболочки (30) и размещению турбины (вне 30) одноконтурная установка подобна установкам с ВВЭР, которые во многих странах уже сооружаются и лицензированы (ВВЭР, PWR, BWR).

Требования по надежности и безопасности

- Проектный срок эксплуатации – 60 лет; высокий КИУМ; хорошая управляемость в диапазоне уровней мощности 100 – 50 – 100 %; топливный цикл до 24-х месяцев. Пока данные для оценки выполнимости этих требований отсутствуют.

- Запасы для снижения чувствительности к нарушениям, когда требуется подключение систем безопасности, пока отсутствуют. Они будут получены после выполнения технического проекта.

- Частота повреждений активной зоны ниже  $10^{-5}$  на реакторо-год, а суммарная частота крупного выброса в результате повреждения активной зоны реактора ниже  $10^{-6}$  на реакторо-год. В проектах аналогов – усовершенствованных BWR эти требования выполняются. Оценка применительно к ВВЭР СКД будет получена в дальнейших разработках.

- Автоматизация процессов (снижение вероятности совершения оператором ошибки) и конструктивные средства для управления тяжелыми авариями должны быть выполнены на стадии проекта. Кроме того, следует рассмотреть требования по более низким целевым значениям выбросов применительно к Европе, странам Азии, США.

- *«Инновационная конструкция должна включать в себя эшелонированную защиту как часть фундаментального подхода к безопасности и обеспечивать такие уровни эшелонированной защиты, которые будут более независимы, чем в существующих установках».* Этот базовый принцип будет выполнен. Перспективно применение керметного топлива, матрица которого может сыграть роль дополнительного защитного барьера, «не зависимого» от других.

Так же, как и для других проектов, будут приняты меры по организации и формированию групп составляющих, обеспечивающих защищенность от распространения – внутренне присущие свойства и внешние меры.

**Итак, рассматриваемый проект наиболее привлекателен с позиций базового принципа для инфраструктуры – адаптации АЭС без чрезмерных инвестиций [13, 21, 22].**

Привлекательность проекта обусловлена применением наиболее распространенного теплоносителя – воды; использованием опыта эксплуатации котлотурбинных установок ТЭС (турбин, теплообменного оборудования), меньшими экономическими затратами, чем для других инновационных концепций. Реакторы ВВЭР СКД, согласно методологии ИНПРО, являются привлекательными. В полной мере методологию ИНПРО на данном этапе применить не удастся, так как пока еще недостаточно сведений для полного анализа, но сравнительный анализ по ряду критериев SCWR, SFR, LFR уже вполне возможен несмотря на разные уровни знаний их характеристик и предстоящих исследований технических проблем.

Анализ зарубежных исследований по ВВЭР СКД свидетельствует об их системности, согласованности и, что особенно важно, заблаговременной подготовке кадров. Зарубежные институты – Мак Мастер университет, Гамильтон (Канада), Международный Центр теоретической физики в Мирамаре, Триест (Италия) – проводят совместно с МАГАТЭ специальные курсы по конструкции и технологии SCWR.



Цель курсов – подготовка преподавателей для будущих специалистов по этой тематике в атомной энергетике.

Для уже работающих специалистов по данному направлению ядерной техники проводятся международные симпозиумы, на которых обсуждаются практические вопросы по концепции SCWR и достижения отдельных коллективов в областях реакторной физики; материалов, химии воды и коррозии; теплогидравлики; безопасности; тепловых схем АЭС, проблемных вопросов и методов их решения.

Отсутствие в РФ в течение длительного времени утвержденной программы по ВВЭР СКД создает опасность потери приоритета России. Сохранение такого состояния в течение еще двух–трех лет может привести к тому, что Россия безнадежно отстанет в освоении технологии SCWR.

Накопленные за последние 10 лет знания позволяют уточнить разработанную ранее концепцию, наметить план первоочередных исследований, составить техническое задание и приступить к проектированию экспериментального реактора небольшой мощности –30 МВт тепл. – ВВЭР СКД–30.

### Литература

1. WNA Reactor Database 01.01.2013.
2. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. Massachusetts Institute of Technology. 2011.
3. Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю. и др. О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. // Атомная энергия. 2011. Т. 111. Вып. 4. – С. 183–196. См. также книгу с тем же названием – М.: Изд-во НИЦ «Курчатовский институт». 2012.
4. Драгунов Ю.Г., Мелихов В.В., Смирнов В.С., Чернецов Н.Г. Технические решения и этапы разработки РУ БРЕСТ–ОД–300. // Атомная энергия. 2012. Т. 113. Вып. 1. С. 58–64.
5. Адамов Е.О., Джалабян А.В., Лопаткин Д.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России до 2100 г. // Атомная энергия. 2012. Т. 112. Вып. 6. С. 319–331.
6. Введение в использование методологии ИНПРО для оценки ядерно–энергетических систем. – Изд-во МАГАТЭ. № NP–T–1.12. – Вена. 2011.
- Эл. текст на русск. яз. [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1478R\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1478R_web.pdf) См. также IAEA–TECDOC–1434.
7. Takeda T., Shimazu Y. Review of Safety Improvement on Sodium-cooled Fast Reactors after Fukushima Accident. – Natural Science. V. 4. Special ISSUE. 2012. Pp. 921–935.
8. Mac Pherson H. The Molten Salt Reactor Adventure. – Nucl. Sci. Eng. 1985. V.90. No 4. Pp. 374–380.
9. Proc. International Conference GLOBAL–2011. Toward and Over the Fukushima Daiichi Accident. – Japan. Makuhari. 2011.
10. Beaty R.L., Gowin P.J., Phillips J.R., Ocenic E.L. The International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). Paper on European Nuclear Conference (ENC 2012). – Manchester. UK. 9–12 December. 2012.
11. Le Coz P. et al. Sodium-cooled Fast Reactor the ASTRID Plant Project. – Proc. ICAPP 2011. Nice. France. 2–5 May. 2011.
12. Beils S. et al. Safety Approach and R&D Program for Future French Sodium-cooled Reactors. – Jour. Nucl. Sci. and Techn. 2011. V.48. No 4.
13. Schulenberg T. Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR). – Report on the Working Group IAEA on SCWR Programme. – Mississauga. Toronto. Canada. 19–23 September. 2011.
14. Bychkov A. Fast Reactors and Closed Fuel Cycle: Safety Technologies and Sustainability. – Proc. of IAEA – IAEA Int. Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled Fast Reactors. Japan. Tsuruga. 11–13 June. 2012. (Cit. by [7]).
15. ИНПРО: Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам. <http://www.atomic-energy.ru/articles/2012/08/22/35443>
16. Ingersoll D.T. Status of Physics and Safety Analyses for the Liquid-salt-cooled, Very High – Temperature Reactor (LS – VHTR). – ORNL/TM – 2005/218 (Dec. 2005). (Cit. by [7]).

17. Corradini M. Supercritical Flow and Heat Transfer in Advanced Reactor. – Nucl. Tech. 2013. V. 181. No 1. Pp. 2–10.
18. Aoto K. Uto N., Sakamoto Y. et al. Design Study and R&D Progress on Japan Sodium-cooled Fast Reactor. – Jour. Nucl. Sci. and Techn. 2011. V.48. Pp. 463–471.
19. Duffey R.B., Pioro I., Zhou X. et al. Supercritical Water-cooled Nuclear Reactors Current and Future Concepts. – Proc. ICONE-16, paper 48869. USA. Orlando. 11–15 May. 2008.
20. Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б., Никитенко М.П. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД) – перспективные реакторы 4-го поколения. – Доклад на VIII Конференции по реакторному материаловедению. – НИИАР. Димитровград. 2007.
21. Starfinger J., Shulenberg T., Marsault P. et al. European Research Activities within the Project: “High Performance Light Water Reactor Phase 2”. – Proc. ICAPP-07, paper 7146. Nice. France. 13–18 May. 2007. См. также работу этих авторов «High Performance Light Water Reactor–design and Analyses». – KIT Scientific Publishing. 2012.
22. Ryzhov S.B., Mohov V.A., Nikitenko M.P. et al. Concept of a Single-circuit RP with Vessel Type SCWR. – Report on 8-th Int. Symposium (ISSCWR+5). Paper P076. – Vancouver. Canada. 13–16 March. 2011.

Поступила в редакцию 17.01.2013

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.039.54

*Water Cooled Reactor VVER SCP (preliminary elaboration) \ Kirillov P.L.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 10 pages, 5 tables. – References, 22 titles.*

Brief review on the state of nuclear power engineering on 01.01.2013 is presented here. The project of nuclear reactor cooled with water at supercritical pressure – VVER SCP based on operation experience of such nuclear reactors as WWER, PWR, BWR, RBMK (more than 14000 reactor-years), long term experience of thermoelectric stations on fossil fuel, where steam at supercritical and super-super-critical pressures is used. Advantages of such type of reactor are listed as well as scientific and technical problems to be solved. Preliminary estimations in accordance with INPRO approach are made. Knowledge accumulated during last 10 years in this field allows reactor concept to be specified and the project of experimental reactor of small power to be launched.

### УДК 621.039.534

*Effect of of the Diffusion of Metal Components out of Steel through the Oxide Coating on Mass Transfer in Flow Circuit with Heavy Lead-containing Coolants \ P.N. Martynov, K.D. Ivanov, O.V. Lavrova, S.–A.S. Niasov, V.M. Shelemetev, V.V. Ulyanov, R.P. Sadovnichy, A.S. Fomin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 5 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 3 titles.*

Article is devoted the interaction of structural steel with heavy lead-containing coolants on the definition of the diffusion effect of metal components steel output through the oxide coating on the mass transfer in the flow circuit. Based on the analysis of experimental data rendered quantitative estimates of the intensity of metallic impurities proceeds directly into the coolant. It is shown that in the non-isothermal conditions of the circulation circuit, their share could be 50% or more of the total intensity of the oxidation of the matrix of steel, which must be considered when developing systems cooling technologies.

### УДК 669–1

*Mining Conditions Passivation on Steel Pipe Heaters Steam Generator NPP \ Pavlenko V.I., Lebedev L.L., Prozorov V.V., Doilnitsyn V.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 8 pages, 4 tables. – References, 4 titles.*

Electrochemical studies conducted on samples of pipe heaters steam generators made of steel 08X18H10T not of used after washing with acid solutions and complexing with various additives followed by passivation or without passivation. Found that the best passivation marked processing samples in solutions containing aluminum nitrate – a stationary potential, while in comparison with the investigation of shifts to a more positive region, which indicates the high shielding of active sites on the surface of the metal.

### УДК 621.039.72

*The Titanosilicate Glass Matrix for Immobilization of the Wastes Containing f-elements \ A.S. Aloy, Y.A. Barbanel, A.V. Trofimenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 7 pages, 5 tables, 8 illustrations. – References, 4 titles.*

The compositions of titanosilicated glasses were defined in the ternary system  $\text{Na}_2\text{O}-\text{TiO}_2-\text{SiO}_2$ , which provide not only a perfect glassy-like structure (body) formation, but also associative groups of mineral-like compounds-fresnoite ( $\text{Ba}_2\text{TiSi}_2\text{O}_9$ ) and perovskite ( $\text{SrTiO}_3$ ) were implemental as well. These associates can incorporate f-elements very firmly. To study how these associates can incorporate f-elements europium and uranium oxides were added to the system in amount of 3 wt.%. Transformation, which took place during the presynthesis of glasses and their crystallization, were investigated by X-ray diffraction (XRD) and differential-thermo analysis (DTA). Distribution of Eu and U throughout the melts body in steady state conditions was detected using laser-fluorescence method. As a result, Eu was uniformly distributed in the volume while U has a tendency has a tendency on sedimentation at bottom part due to gravitation. Oxidation state for Eu was (+3) and U was in (+6) state. Because glass networks were based mineral-like associates, namely