

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕАКТОРОВ ВВЭР-СКД ДЛЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Глебов А.П., Баранаев Ю.Д., Клушин А.В.
АО "ГНЦ РФ-ФЭИ"

Аннотация

В течение последних ~ 10 лет в ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБ «Гидропресс», НИЦ «Курчатовский институт», НИКИЭТ проводятся исследования с реакторами, охлаждаемыми водой при сверхкритическом давлении теплоносителя (СКД) с тепловым и быстрым спектрами нейтронов.

С 2006 г. ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» ведут совместную работу по концептуальному проекту ВВЭР-СКД – одноконтурной РУ с СКД теплоносителя с быстро-резонансным спектром нейтронов мощностью $N_e = 1700$ МВт. Этот реактор признан перспективной разработкой технологии ВВЭР с возможностью перехода на использование МОХ на основе (U-Pu-Th) топлива и к замкнутому топливному циклу. Госкорпорацией «Росатом» признается это направление как инновационное, и были подписаны системные договоренности об участии России в работе МФП по направлению SCWR.

В работе рассматривается возможность использования реакторов ВВЭР-СКД с быстро-резонансным спектром нейтронов мощностью от 0,3 до 30 МВт для атомных станций малой мощности (АСММ). Представлены результаты нейтронно-физических расчетов топливных циклов с МОХ-топливом из оксида урана и плутония с возможной длительностью кампании от 2 до 20 лет. Приведены предварительные результаты расчетов весогабаритных характеристик в сравнении с другими предлагаемыми ЯЭУ указанного назначения.

Все блоки такой ЯЭУ могут быть созданы, испытаны в заводских условиях, доставлены (вес 10-20 т) к месту назначения и там смонтированы, а также при необходимости заменены. Возможна транспортировка реакторного блока вместе с топливом, а также перегрузка топлива на месте. Такие реакторы могут стать прототипами при обосновании и развитии концепции разрабатываемых реакторов с СКД теплоносителя большой мощности для будущей атомной энергетики.

Abstract

As a result of research for about 10 years in the FSUE "SSC RF – IPPE", ОКБ "Hydropress", "Kurchatov Institute", NIKIET with water cooled reactors with SCP with thermal and fast neutron spectra. Since 2006 FSUE "SSC RF – IPPE" and ОКБ "Hydropress" are working together to conceptual design WWER-SKD - SKP single-loop NPP with coolant with fast-resonance neutron spectrum capacity of $N_e = 1700$ MW. This Reactor has been acknowledged as the prospect of WWER technology with the ability of a transition to the use of MOX-based (U-Pu-Th) fuel and the closed fuel cycle. State Corporation "Rosatom" recognized this trend as an innovative system and signed an agreement on Russia's participation in the GIF towards SCWR. There is a possibility of using reactors VVER-SKD with a quickly-resonant spectrum of neutrons capacity from 0,3 to 30 MВт for nuclear stations of low power (ACMM) is considered. Results of neutron-physical calculations of fuel cycles with MOX-fuel from oxide uranium and plutonium with possible duration of campaign from 2 till 20 years are presented. Preliminary results of calculations weight-dimensional characteristics in comparison with others offered ЯЭУ the specified appointment are resulted. The received results can be used at a substantiation and development of the concept of the developed reactors cooled by water at supercritical parameters, the big capacity for the future atomic.

Введение

С 2006 г. ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБ «ГИДРОПРЕСС» ведут совместную работу по концептуальному проекту ВВЭР-СКД – одноконтурной реакторной установки со сверхкритическими параметрами (СКП) теплоносителя, с быстрым спектром нейтронов при двухходовой схеме движения теплоносителя в активной зоне /1, 2, 3, 4/. На основе результатов совместных работ эти реакторы признаны перспективой развития технологии ВВЭР с возможностью перехода на использование МОХ на основе (U-Pu-Th) топлива и к замкнутому топливному циклу /5, 6/.

Госкорпорацией «Росатом» признается это направление как инновационное и были подписаны Системные договоренности об участии России в работе Международного Форума «Поколение IV» (МФП) в разработке сверхкритического водяного реактора (Supercritical Water Reactor – SCWR).

Продолжаются работы по концепции основного проекта реактора ВВЭР-СКД мощностью $N_3 \approx 1700$ МВт по направлениям: разработка и тестирование связанных нейтронно-физических и теплогидравлических кодов; исследования и разработка предложений по интенсификации теплообмена в активной зоне; международное сотрудничество по проблемам теплообмена и гидродинамики при СКП, вопросам водной химии и др. /7, 8, 9, 10/

В разрабатываемой в рамках МФП «Дорожной карте» развития направления SCWR на ближайшие 10 лет основное усилие направлено на разработку экспериментального (тестового) реактора небольшой мощности. Планируется в течение ближайших 5 лет завершить разработку концепции этого реактора, а в последующие 5 лет – разработку базового проекта и далее сооружение установки.

Применительно к тестовому реактору были проведены нейтронно-физические расчеты реактора-прототипа ВВЭР-СКД мощностью 30 МВт с целью последующего выбора размеров активной зоны, ее элементов и конструкции, вида топлива, чтобы основные физические характеристики, такие как энергонапряженность, величина теплового потока с поверхности твэл, нейтронные потоки по величине и спектру были бы близки к большому реактору /11, 12, 13/.

В настоящее время большое внимание Правительства РФ и «Росатом» уделяется стратегии социально-экономического развития Арктической зоны РФ. Рассматриваются ЯЭУ удовлетворяющие требованиям модульно-блочного исполнения, максимальной автономностью, длительной топливной кампанией, мощностью от 100 кВт, способными конкурировать по стоимости отпускаемой энергии с дизельными установками (ДУ).

В работе представлены предварительные расчетные оценки, насколько могут подходить для указанных целей ЯЭУ типа ВВЭР-СКД в сравнении с другими типами АСММ.

1. Основные физические характеристики реактора ВВЭР-СКД

В таблице 1 представлены основные физические характеристики реактора ВВЭР-СКД.

Используется двухходовая схема охлаждения, в соответствии с которой активная зона разделена на два участка по движению теплоносителя (примерно с равным количеством ТВС): периферийную зону (ПЗ) с опускным движением теплоносителя и центральную (ЦЗ) с подъемным движением теплоносителя. Между зонами ЦЗ и ПЗ находится выгородка разделительная (ВР). Схема охлаждения реактора представлена на рисунке 1. Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках предлагается разделить при ~ 385 °С. В опускном участке теплоноситель будет нагреваться на 95 °С, плотность изменяется в ~ 3 раза. В подъемном участке подогрев теплоносителя составит 155 °С, плотность изменится в 2,2 раза. Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется мало, а будет изменяться по радиусу, и в этом случае не потребуются сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны, пустотный эффект будет отрицательным без введения бланкета, все конструкции ТВС будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры.

Таблица 1 – Основные физические характеристики реактора ВВЭР-СКД.

Наименование	Значение ¹⁾
Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	3830
Расход теплоносителя через реактор в номинальном режиме, кг/с	1890
Давление теплоносителя на выходе из реактора, абсолютное, МПа	24,5
Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	270-290
Температура теплоносителя на выходе из реактора, номинальная, °С	540
Расчетная температура корпуса реактора, °С	350
Расчетное давление корпуса реактора, МПа	27
Расчетная температура ВКУ, °С	600
Назначенный срок службы реактора, лет	60
Габаритные размеры реактора, м:	
- высота	21,1
- наибольший диаметр	5,32
Количество ТВС в активной зоне, шт.	241
Шаг между ТВС (номинальный), мм	207
Размер чехла ТВС «под ключ», мм	205
Толщина чехла, мм	2,25
Размер оболочки твэла, мм	10,7×0,55 ²⁾
Шаг треугольной решетки твэл, мм	12
Средняя удельная энергонапряженность активной зоны, кВт/л	115
Высота топлива в холодном состоянии, м:	3,76
Коэффициент воспроизводства топлива	0,94
Выгорание топлива, МВт сут/кг U	40 – 60
Предельная повреждающая доза в оболочке, сна	40
Срок эксплуатации ТВС в реакторе, лет	5
Интервал времени между перегрузками топлива, мес.	12

¹⁾ Значения параметров могут уточняться в процессе дальнейшего проектирования

²⁾ Конструкционный материал оболочек – сталь ЧС-68

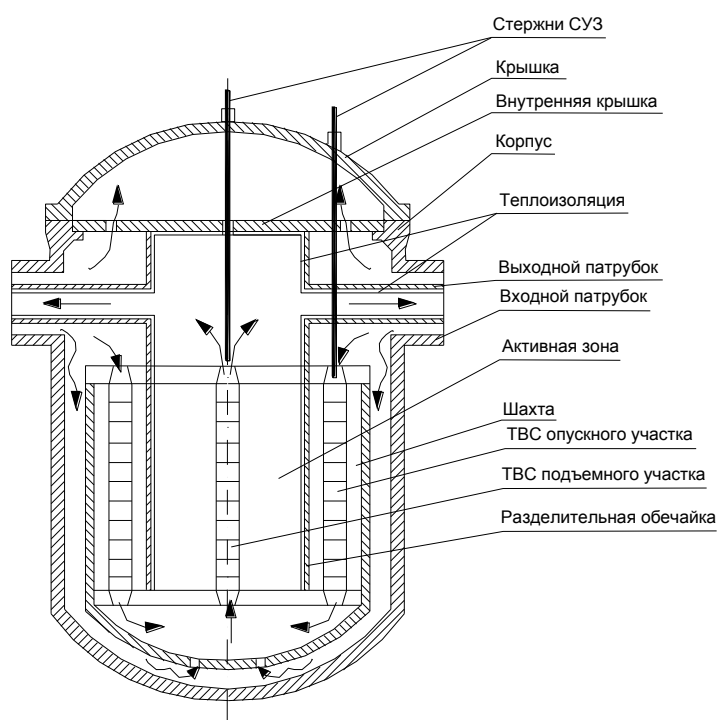


Рисунок 1 - Схема охлаждения реактора ВВЭР-СКД.
Ожидаемые преимущества концепции ВВЭР-СКД.

- **Быстро-резонансный спектр нейтронов**, позволяющий достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (около 1), сократить расходы урана, обеспечить использование U^{238} , выжигание радиоактивных отходов.
- **Увеличение коэффициента полезного действия цикла** до 44 – 45 % вместо существующих на АЭС 33 – 34 %.
- **Уменьшение расхода теплоносителя** через активную зону, связанное с возможностью увеличения подогрева теплоносителя в активной зоне на 250 °С по сравнению с подогревом в ВВЭР – 30 – 35 °С.
- **Прямоточная схема АЭС** сокращает количество оборудования, позволяет отказаться от парогенераторов – оборудования второго контура.
- **Обеспечивается применение освоенного серийного оборудования** машинного зала, широко используемого в настоящее время в тепловой энергетике (турбины, подогреватели и т.п.).
- **Значительно уменьшается объем защитной оболочки и строительные объемы**, металлоемкость РУ составляет ~ 1,5 т/МВт(эл), что ~ в 2 раза меньше, чем у типовых ВВЭР.
- **Сокращение эксплуатационных затрат.**

2. Выбор физических характеристик элементов активной зоны

Диаметр твэла и толщина оболочки, конструкционные материалы приняты такими же, как в большом реакторе. Принята двухходовая схема охлаждения активной зоны.

Применительно к реактору мощностью 30 МВт рассматривалось использование различных типов топлива, схем перегрузок, получаемые величины потоков нейтронов и энерговыделений, компенсируемость СУЗ /11, 12/.

Для вариантов реактора применительно к АСММ мощностью $N_T/N_0 = 0,7/0,3; 2,3/1,0; 10/4,3$ и $30/12,9$ МВт проведены и представлены ниже результаты нейтронно-физических расчетов с одним выбранным типом топлива.

Предлагается использовать МОХ-топливо, которое рассматривалось в большом реакторе, состоящее из ОЯТ ВВЭР и обогащенное оружейным или энергетическим плутонием (топливо, которое предполагается к использованию в реакторах БН-800, 1200). Эффективная плотность топлива $(U + Pu)O_2$ принята равной $9,5 \text{ г/см}^3$.

В таблице 2 приведены основные физические характеристики рассматриваемых вариантов активной зоны. ТВС ЦЗ состоят из 19 твэлов, а в ПЗ центральный твэл заменен трубкой $\varnothing 12 \times 0,55$ мм, в которой размещаются ПС СУЗ. Это принятая в расчетах форма ТВС.

Таблица 2 – Физические характеристики вариантов активной зоны.

Наименование	Значение			
КПД ЯЭУ, %	43			
Расход теплоносителя через реактор, кг/сек	14,7			
Давление теплоносителя в реакторе, МПа	25			
$T_{\text{вх}}/T_{\text{вых}}$ теплоносителя в реакторе, °С	290/540			
$N_T/N_{\text{эл.}}$, МВт	0,7/0,3	2,3/1,0	10/4,3	30/12,9
Размеры активной зоны $D_{\text{экв.}}^*/H$, см	62,3/70	64,7/70	64,7/70	66,1/72
Количество ТВС в а. з. ЦЗ/ПЗ, шт.	61/72	61/78	61/78	73/72
Количество топлива (т.а.)/ делящихся изотопов в реакторе, кг	583,8/ 119,1	1106,4/ 225,7	1106,4/ 225,7	1206,4/ 246,1
Средние энергонапряженность а.з., Вт/см ³	3,3	10,0	43,5	121,4
Тепловой поток с поверхности твэл, Вт/см	4,1	12,8	55,7	155,3

^{*)} В расчетах $D_{\text{экв.}}^{\text{а.з.}}$ не учитывался объем ВР.

Во всех вариантах диаметр твэл и толщина оболочки – 10,7/0,55 мм, шаг размещения твэл – 12 мм.

В отличие от схемы рис. 1 в конструкции реакторов АСММ предполагается, чтобы патрубок, отводящий пар, был выше на ~ 1м. по корпусу реактора от подводящего, чтобы обеспечивалась естественная циркуляция теплоносителя при расхолаживании реактора.

3. Расчетная модель и используемые программы

Расчеты реактора проводились в пятигрупповом транспортном приближении для трехмерной гексагональной геометрии по программному комплексу WIMS-ACADEM. Групповые константы в зависимости от выгорания и температуры топлива, от плотности и температуры теплоносителя и от других параметров рассчитывались по модифицированной программе WIMS-D5. С подготовленной библиотекой макроконстант расчет проводился в 3-х мерной гексагональной геометрии и 5-и групповом приближении по программе ACADEM.

В расчетной модели активная зона делилась по высоте на 5 равных участков с различными параметрами по температуре топлива и замедлителя (полученные из предварительных расчетов). В таблице 3 приведены расчетные значения параметров по высоте активной зоны.

Таблица 3 – Изменение теплогидравлических параметров па высоте ТВС.

ΔZ_i от низа а.з. (для UO_2), см		14,0	14,0	14,0	14,0	14,0
ПЗ	γ_T , г/см ³	0,33	0,49	0,64	0,72	0,75
	t_T , °С	385	376	345	320	300
	$t_{об.}$, °С	395	406	405	380	320
	$t_{топл.}$, °С	600	710	730	650	460
	$\rho_{H_2O} \cdot 10^{24}$, яд/см ³	0,01092	0,0163	0,02128	0,0238	0,025
ЦЗ	γ_T , г/см ³	0,29	0,23	0,16	0,11	0,09
	t_T , °С	387	390	400	450	535
	$t_{об.}$, °С	400	430	460	550	580
	$t_{топл.}$, °С	500	900	1030	1100	950
	$\rho_{H_2O} \cdot 10^{24}$, яд/см ³	0,00965	0,00762	0,00532	0,00365	0,00299

Эффективная плотность топлива принималась 9,5 г/ см³. С плутониевым МОХ топливом ($U + Pu^{оп}$)O₂ принимался ОЯТ ВВЭР-1000 после выгорания ~ 45 МВт·сут/кг т.а., а оружейный плутоний состоял из ~ 92 % Pu-239.

ЦЗ и ПЗ активной зоны разделены выгородкой разделительной (ВР) состоящей из слоев: стали (0,5 мм); теплоизоляции (ZrO₂ - 2 мм) и циркония (1 мм). В расчетной модели наличие ВР имитировалось заданием 12-18 ТВС, состав и количество которых соответствовали гомогенному составу и объему ВР. Расчеты топливных циклов проводились при компанейских перегрузках с полной выгрузкой – перегрузкой всей активной зоны. Расчеты проводились без учета перемещения СУЗ и обратных связей по изменению теплогидравлических параметров.

4. Расчеты топливных циклов

В работах /11, 12, 13/ для тестового реактора ВВЭР-СКД-30 представлены результаты расчетов топливных циклов при различных типах топлива- UO₂ , МОХ и схемах перегрузок, а также результаты расчетов эффективности СУЗ и эффектов реактивности.

Ниже приводятся некоторые результаты этих расчетов применительно к реактору N_T = 30 МВт, можно предположить, что для реакторов других рассматриваемых мощностей, получаемые соотношения будут близкими.

4.1. Расчеты эффективности СУЗ, коэффициентов реактивности.

В варианте с UO_2 -топливом кроме «рабочего», рассматривались состояния реактора:

1. залив холодной водой ($t_T = 20\text{ }^\circ\text{C}$) при всех «свежих» ТВС;
2. выход на МКУ – разогрев до $t_T \approx 290\text{ }^\circ\text{C}$;
3. добавка гадолия в ТВЭЛЫ ЦЗ в количестве $\sim 100\text{ мг/см}^3$, что позволяет снизить надкритичность реактора при заливе холодной водой, а в рабочих состояниях гадолий не выгорает как поглотитель при быстром спектре нейтронов;
4. оценка эффективности СУЗ при $t_T = 20\text{ }^\circ\text{C}$ и добавке Gd в ТВЭЛЫ ЦЗ при естественном содержании B^{10} в B_4C и при его 80 % обогащении. ПС СУЗ размещались по 1 ПС в центре ТВС ПЗ.

Результаты этих расчетов приведены в таблице 4.

Таблица 4. Коэффициенты реактивности и эффективность СУЗ

Состояние	$N_{ном.}$	МКУ	$t_T = 20\text{ }^\circ\text{C}$	В ЦЗ – Gd	В ПЗ СУЗ $B_{ест.}$	В ПЗ СУЗ В 80 % обогащ.
$K_{эфф.}$ (ΔK , %)	1,00928	1,01821	1,20532	1,10522	ΔK 1 СУЗ = 0,161 %	ΔK 1 СУЗ = 0,2556 %

Из приведенных расчетов видно, что при наличии Gd в ЦЗ, если размещать СУЗ по 1 ПС в ТВС и только в ПЗ, то нужно ~ 50 шт. (при обогащенном боре) и ~ 87 шт. при естественном боре в B_4C для перевода реактора залитого «холодной» водой в подкритическое состояние $K_{эфф.} \approx 0,98$. При полном обезвоживании в начале/конце кампании $\Delta K = -5,88/-3,64\%$

В приведенных ниже результатах вариантных расчетов не изменялось обогащение топлива ($\sim 20\%$), мало изменялись количество ТВС, размеры активной зоны, количество топлива, а с изменением мощности (от 30 до 0,7 МВт) изменялась кампания топлива (от 2 до 20 лет)

4.2. Длительность кампании и сравнительные характеристики топливных циклов вариантов активных зон при различных мощностях реактора

В реакторе с МОХ топливом $N_T = 30$ МВт при кампанийских перегрузках (с полной выгрузкой активной зоны), длительность кампании составила 650 эфф. суток (при КИУМ=0,93 ~ 2 года).

Топливо состоит из ОЯТ ВВЭР (после глубокого выгорания), обогащенного оружейным плутонием. Доля оксида оружейного плутония $\epsilon Pu^{OP} = 22,27\%$. Суммарное обогащение по делящимся ядрам составляет $\sim 20\%$.

При принятых за основу размерах активной зоны и величине топливной загрузки реактора с $N_T=30$ МВт, проведена серия расчетов по зависимости длительности кампании, с выгрузкой всей активной зоны, при изменении мощности ЯЭУ от 30 до 0,7 МВт.

Сравнительные результаты расчетов топливных циклов при различных мощностях реактора приведены в сводной таблице 5.

Из приведенных результатов расчетов видно, что с уменьшением мощности от исходной 30 МВт до 0,7 МВт, увеличением кампании от 2-х до 20 лет, основные физические характеристики, такие как: запас реактивности, неравномерность поля энерговыделения, потоки нейтронов и их флюенс на корпус реактора – только уменьшаются.

Таблица 5 – Сравнительные характеристики топливных циклов при различных мощностях реактора ВВЭР-СКД.

Характеристика	Величина			
Мощность реактора N_T/N_3 , МВт	0,7/0,3	2,3/1,0	10/4,3	30/12,9
Активная зона $D_{э\text{кв.}} \times H$, см	62,3×70	64,7×70	64,7×70	66,1×72
Начальная загрузка (U + Pu) в а. з., кг	595,8	1128,4	1128,4	1235,5
Загрузка делящихся изотопов U ₅ /Pu в а. з., кг	119,1	225,7	225,7	246,1
Длительность кампании ТВС, эфф. суток	6800	5900	1300	650
Энерговыработка средняя/макс. в выгружаемых ТВС, МВт·сут/кг т.а.	4,3/6,8	16,5/19,1	15,1/18,6	25,3/27,2
Запас реактивности по кампании, %	1,946	3,766	3,766	4,23
Максимальные за кампанию значения коэффициентов K_q/K_v	1,18/1,57	1,18/1,58	1,19/1,58	1,24/1,63
Коэффициент воспроизводства	0,86	0,89	0,90	0,91
Максимальный поток нейтронов, 10^{14} н/см ² ·сек: быстрых ($E \geq 0,11$ МэВ); полный ($E \geq 4$ эВ)	0,22 0,35	0,21 0,30	4,01 5,20	5,18 8,85
Максимальная повреждающая доза на оболочке ТВЭЛ в конце кампании, сна	12,59	9,5	20	26
Макс. флюенс нейтронов на внутренней поверхности корпуса за кампанию, 10^{21} н/см ²	0,3	0,45	0,52	0,56
Размеры корпуса реактора – высота/диаметр, м	2,9/1,1	3,0/1,2	3,0/1,2	3,0/1,2
Вес реактора – корпуса/вместе с топливом, т.	7,0/9,0	7,5/10,0	7,5/10,0	7,5/10,0

5. Оценка стоимости вариантов топливных загрузок

Поскольку рассматриваются варианты ЯЭУ сильно отличающиеся по энергонапряженности и длительности топливной кампании, то представляет интерес сравнить их эффективность по топливной составляющей. В оценке стоимости топливных загрузок будем руководствоваться работами /14, 15/.

Поскольку нет полных данных по стоимости МОХ топлива и изготовления ТВЭЛов с ним, то проведем сравнительный анализ вариантов топливных загрузок с UO₂-топливом при 20 % обогащении ураном-235. На первом этапе все расчеты по стоимости будут в долларах США, а в конечной оценке – в рублях по существующему в настоящий момент курсу.

Массу природного урана (M_{Up}), необходимую для конверсии и обогащения, можно оценить по выражению /15/:

$$M_{Up} = (U_p/U_o) \times 3U \quad (1),$$

где, U_p и U_o – массы природного и обогащенного урана, их соотношение оценивается равным 38,75 (при обогащении 20 %), а $3U = UO_2/0,2$ – это масса урана, которую нужно использовать, чтобы получить уран 20 % обогащения.

Стоимость природного урана:

$$C_{Up} = M_{Up} \times c_{Up} \quad (2),$$

где c_{Up} – стоимость природного урана \$/кг.

Стоимость конверсии (получение UF₆) из U:

$$C_k = M_{Up} \times c_k \quad (3),$$

где c_k – коэффициент конверсии.

Стоимость обогащения определяется по значению EPP (единица работы разделения, зависит от требуемого обогащения топлива) и C_{EPP} – стоимость одной единицы работы, а также количества $U_{0(kg)}$:

$$C_{EPP} = EPP \times C_{EPP} \times U_0 \quad (4).$$

Стоимость получения топлива в виде UO_2

$$C_{TM} = 3U \times c_{TM} \quad (5),$$

где c_{TM} – стоимость изготовления твэла (порошка, таблеток из UO_2 , деталей твэла и др.).

Общая стоимость загрузки активной зоны будет равна сумме стоимостей продуктов на этапах ЯТЦ:

$$C_{3u} = C_{Up} + C_k + C_{EPP} + C_{TM} \quad (6).$$

Нужно еще добавить затраты на изготовление твэлов для полной загрузки активной зоны (C_ϕ – стоимость фабрикации твэла):

$$C_\phi = c_\phi \times 3U \quad (7).$$

Стоимость всей активной зоны определится из выражения:

$$C_{a.z.} = (C_{3u} + C_\phi) \times K_{TBC} \times K_{a.z.} \quad (8),$$

где K_{TBC} и $K_{a.z.}$ – коэффициенты увеличения стоимости за счет сборки ТВС ($K_{TBC} = 1,012$) и всей активной зоны ($K_{a.z.} = 1,074$).

Результаты расчетов топливных загрузок, выполненные по формуле (8) для рассматриваемых вариантов энергоблоков приведены в таблице 6.

В вариантах, где требуется несколько перегрузок для получения общей кампании 20 лет, нужно учесть уменьшение КИУМ – затраты времени на эти перегрузки (~ 30 дней на одну перегрузку), а также затраты сторонних организаций на доставку и проведение работ по перегрузке промежуточных активных зон (~ 0,5 % от стоимости активной зоны за одну перегрузку).

В расчетах по формуле (8) приняты следующие оценки стоимости отдельных этапов /14, 15/: $C_{Up} = 77,2$ \$/кг; $C_k = 8,5$ \$/кг; $EPP = 45,5$; $C_{EPP} = 98,7$ \$/EPP; $C_{TM} = 219,1$ \$/кг; $C_\phi = 65$ \$/кг; 1 \$ = 63 руб.

Таблица 6 – Результаты оценки стоимости активных зон энергоблоков.

Мощность N_T , МВт	0,7	2,3	10	30
Удельная мощность, кВт/л	3,3	10,0	43,5	121
Начальная загрузка урана, кг	595,8	1128,4	1128,4	1235,5
Загрузка делящихся изотопов, кг	119,1	225,7	225,7	246,1
Масса природного урана, т	115,44	218,63	218,63	239,4
Стоимость природного урана, млн. \$	9,2	16,878	16,878	18,480
Стоимость конверсии, млн. \$	0,981	1,858	1,858	2,035
Стоимость обогащения, млн. \$	2,645	5,012	5,012	5,491
Стоимость изготовления UO_2 , млн. \$	0,653	1,236	1,236	1,354
Стоимость топлива (C_{3u}), млн. \$	13,583	25,006	25,006	27,313
Стоимость изготовления твэл, млн. \$	0,194	0,367	0,367	0,80
Стоимость одной активной зоны, млн. \$	13,778	25,373	25,373	28,113
Стоимость активной зоны с учетом сборки элементов, млн. \$	14,746	27,141	27,141	29,585

Таблица 7. Расчет топливной составляющей отпускаемой электроэнергии

Мощность $N_T/N_э$, МВт	0,7/0,3	2,3/1,0	10/4,3	30/12,9
Количество перегрузок пп, шт	1	1,15	5,23	10,46
КИУМ с учетом перегрузок	0,94	0,935	0,92	0,90
Стоимость активных зон с учетом пп, КИУМ и $K_{с.о.}$, \$	$14,746 \cdot 10^6$	$29,176 \cdot 10^6$	$131,273 \cdot 10^6$	$296,29 \cdot 10^6$
Количество отпущенных кВт·ч ($N_э$)	$48,96 \cdot 10^6$	$141,6 \cdot 10^6$	$701,66 \cdot 10^6$	$2105,0 \cdot 10^6$
Топливная составляющая отпускаемой электроэнергии, (\$/кВт·ч)/(руб/кВт·ч)	0,30/18,97	0,207/13,03	0,187/11,79	0,141/8,87

Из таблицы 7 видно, что стоимость отпускаемой электроэнергии увеличивается с уменьшением мощности реактора, однако это увеличение всего в 2 раза при изменении мощности более чем в 40 раз. Таким образом АСММ сверхмалой мощности и при большой кампании могут быть конкурентоспособными с ЯЭУ существенно большей мощности, а также с дизельными установками для районов Дальнего востока и Якутии, где отпускной тариф на электроэнергию достигает $1 \div 2$ \$/кВт·ч /16/.

6. Весогабаритные характеристики

Материал корпуса – сталь 15Х2МФА. Толщина корпуса рассчитывалась из условий испытаний при 30 МПа с учетом надбавок на коррозию, технологию изготовления (вытяжка, сварка и др.), получена равной 8 см. при внутреннем диаметре ~ 104 см. Весогабаритные характеристики вариантов реактора приведены в таблице 6. Применительно к большой энергетике уже отмечалось, что металлоемкость (т/МВт. эл) у ЯЭУ с СКД теплоносителя в ~2 раза меньше, чем у реакторов ВВЭР, ВWR. Рассмотрим несколько примеров такого сравнения применительно к известным разработкам для АСММ.

УНИТЕРМ-ВВЭР с естественной циркуляцией теплоносителя в 1-м контуре, $N_T = 30$ МВт /17/. МАСТЕР – теплоотвод, как в 1-м варианте, $N_T = 30$ МВт, 2 и 3 контура – для теплоснабжения /18/. АККОРД – реактор кипящего типа – $N_T =$ от 3 до 30 МВт /19/. СВБР-10 – реактор со свинцово-висмутовым теплоносителем в 1-м контуре, вода и пар – во 2-м и 3-м, $N_T = 43$ МВт /20/.

Таблица 8 – Весогабаритные характеристики некоторых реакторов для АСММ.

Реактор	УниTERM	Мастер	СВБР	Аккорд			Термоэмиссионная ЯЭУ
Теплоноситель 1-го контура	вода	вода	Pb+Bi	вода-пар			Вода
Мощность $N_T/N_э$, МВт	30/10	30/10	43,4/12	3/1	15/5	30/10	1/0,1
Реактор: высота, м	11	2,7	3,4	7	8	8,5	1,2
Диаметр наружный, м	3	1,6	1,6	0,96	1,26	1,68	0,6
Габариты блока: высота/диаметр, м.	6,0/3,0	7,5/2,3	11,2/8	8/1,3	10/1,7	14/2,4	17/5,4
Масса блока (корпус, теплообменник и пр.), т.	270	90	310*	4,9	8,3	14,6	160
Загрузка делящихся изотопов, кг	310	326	750	29	109	164	56,4
Длительность кампании, лет	20	9	20	7	7	7	5

*вместе с Pb-Bi

Общее для всех РУ, что из реактора или блока (где еще могут быть размещены теплообменники, сепараторы и пр.) пар направляется на турбину или к потребителю. Из сравнения данных, приведенных в таблицах 5, 8 видно, насколько выгодно отличается реактор с СКД от других подобных ЯЭУ.

Если по весу реактор с СКД и кипящие (Аккорд) близки, то по габаритам последние превышают в 2-4 раза, что особенно важно для АСММ. Металлоемкость и габаритные размеры определяют стоимость ЯЭУ. К тому же в реакторе с СКД используется МОХ-топливо на основе оружейного плутония, запасы которого имеются и они не имеют цены. В этом случае стоимость топливной загрузки будет определяться фабрикацией и изготовлением твел и ТВС. В этом реакторе имеется большой коэффициент воспроизводства $\sim 0,9$. Поэтому для этих реакторов после переработки своего ОЯТ будет требоваться только небольшое его дообогащение.

Заключение

Водоохлаждаемые реакторы с СКД теплоносителя, как реакторы Поколения-4 и перспектива развития современных ВВЭР и BWR, разрабатываются во многих странах с развитой атомной энергетикой. Эти реакторы основываются на отработанных технологиях как в реакторной части, так и в ПТУ.

Однако те плюсы, которые позволяют получить эти реакторы для большой энергетики, а именно: одноконтурная схема охлаждения, наименьшее количество оборудования, его размеры и веса, численность обслуживающего персонала – очень важны для АСММ.

Представленные предварительные расчетные исследования показывают, что в этих реакторах достигаются обратные отрицательные связи – «пустотный эффект», залив холодной водой, могут обеспечиваться длительные кампании 20 и более лет без перегрузки топлива.

Все блоки такой ЯЭУ могут быть созданы и испытаны в заводских условиях, без проблем (вес 10-20 т) доставлены к месту назначения и там смонтированы, а также при необходимости заменены. Возможна транспортировка реакторного блока вместе с топливом, а также перегрузка топлива на месте. Оценки топливной составляющей стоимости кВт·ч электроэнергии показывают, что АСММ с этими реакторами для Арктической зоны РФ может конкурировать с дизельными ЭС.

Реакторы ВВЭР- СКД для АСММ могут стать прототипами для обоснования концепции разрабатываемых реакторов большой мощности для будущей атомной энергетики.

В тепловой энергетике давно перешли на СКП пара (до 30 МПа), такие ТЭС располагаются вокруг населенных пунктов, и это подтверждает надежность технологии.

Список литературы

1. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. – Атомная энергия, 2006, т. 100, вып. 5, с. 349-355.
2. Концепция реакторной установки ВВЭР-СКД. ОКБ «Гидропресс», 393-Пр-022, Москва, 2007.
3. Глебов А.П., Клушин А.В. Тепловой реактор с уран-плутоний-ториевым топливным циклом, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. – Атомная энергия, 2009, т. 106, вып. 5, с. 243-249.
4. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с тепловым спектром нейтронов с (U-Pu-Th) топливным циклом охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. Препринт ФЭИ-3142, Обнинск, 2008.
5. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Кириллов П.Л., Клушин А.В. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД – основной претендент в «Супер-ВВЭР». Препринт ФЭИ-3188, Обнинск, 2010.
6. Рыжов С.Б., Мохов В.А., Кириллов П.Л., Глебов А.П. и др. Концепция одноконтурной РУ ВВЭР-СКД с корпусным реактором, охлаждаемым водой сверхкритического давления. 5-й Международный симпозиум по реакторам на СКП теплоносителя (ISSCWR-5), 13-16 марта, 2011 г., Ванкувер.

7. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В. “Использование реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления – ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле”, 7-я МНТК «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», Тезисы докладов, Москва, 26-27 мая 2010, стр. 381-383.
8. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В. Активная зона с быстро-резонансным спектром нейтронов со сверхкритическим давлением воды. Патент на изобретение № 2485612, 2013 г.
9. Alexander P. Glebov, Alexey V. Klushin, Yuriy D. Baranaev, Pavel L. Kirillov Presearch of Features of U-Pu-Th Fuel Cycle and its use for Burning up of Minor Actinides in Supercritical Water-Cooled Reactor with Fast Neutron Spectrum, ICONE21, 29 July-2 August 2013, Chengdu, China, Paper 16888.
10. Prospects of VVER-SKD reactor in a closed fuel cycle A.P. Glebov, A.V.Klushn.State Scientific Center of Russian Federation - Institute for Physics and Power Engineering, Bondarenko sq.1, Obninsk, Kaluga reg. 249033, Russia .Available online 5 March 2016 . Nuclear Energy Tehnology 1 (2015) 60-67.
11. Глебов А.П., Клушин А.В. Тестовый реактор мощностью 30 МВт для отработки технологии перехода ВВЭР к одноконтурной ЯЭУ со сверхкритическими параметрами воды и быстрым спектром нейтронов. Доклад на конференцию «Теплофизика-2012», 24-26 октября 2012 г. г. Обнинск.
12. Baranaev Yu. D., Glebov A.P., Kirillov P.L., Klushin A.V. Neutronic Characteristics of a 30 MWt SCW Experimental Reactor: From Water-Cooled Power Reactor Technology to a Direct Cycle Nuclear Reactor with Supercritical Water arameters and Fast Neutron Spectrum. ISSCWR-6, 03-07 March 2013, Shenzhen, Guangdong, China, Paper 13108.
13. Мохов В.А., Беркович В.Я., Никитенко М.П., Махин В.М., Чуркин А.Н., Кириллов П.Л., Баранаев Ю.Д., Глебов А.П. Концептуальные предложения по стенду-прототипу реактора ВВЭР-СКД. АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск, сборник докладов «Теплофизика-2015».
14. Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики. 3-е издание, Энергоатомиздат, 1987.
15. Будылов Е.Г. Оценки стоимости активной зоны на проектной стадии разработки ядерного энергоблока. Препринт ФЭИ-3249, Обнинск, 2014.
16. Щепетина Т.Д. Система АЭС малой мощности как фактор национальной безопасности России. Электронный документ, <http://www.proatom.ru/modules.php?>, 2009.
17. Шишкин В. Атомная станция малой мощности АСММ «Униатерм» для электро- и теплоснабжения. АТОМИНФО.RU, 26.11.2011.
18. Левченко А.В., Лебедев Л.А., Казанский Ю.А. Нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики реакторной установки МАСТЕР-30. «Научная сессия НИЯУ МИФИ-2015», аннотации докладов, Том 3, с. 326, Москва.
19. Пивоваров В.А., Баранаев Ю.Д., Морозов А.В. и др. Автономный ядерный энергоисточник АККОРД. АТОМИНФО.RU, 20.10.2015.
20. Степанов В.С., Климов Н.Н., Дедуль А.В. и др. Решение радиологических проблем транспортабельных реакторных установок малой мощности с теплоносителем свинец-висмут при выборе сверхдлинных кампаний активных зон. Труды конференции «Малая энергетика-2005», 2005, Москва.