

Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД – основной претендент в «Супер-ВВЭР»

Ю.Д. Баранаев, А.П. Глебов, П.Л. Кириллов, А.В. Клушин.

Государственный Научный Центр Российской Федерации – Физико-Энергетический Институт, г.Обнинск.

При рассмотрении перспективы развития корпусных водоохлаждаемых реакторов IV поколения. Выделяются два направления совершенствования технологии ВВЭР:

- эволюционное – АЭС-2006, АЭС-2010 и далее до ~ 2020 г.;
- инновационное – переход к освоению теплоносителя при сверхкритическом давлении (ВВЭР-СКД) со строительством головной ЯЭУ до 2026 г.

Приведено описание перспективных проектов одноконтурных и двухконтурных РУ с эпитепловым и быстрым спектром нейтронов с возможностью их использования для сокращения расхода природного урана и в замкнутом топливном цикле (ЗТЦ).

В результате проведенного анализа сделан вывод, что наиболее полно требованиям, предъявляемым к водоохлаждаемым реакторам 4-го поколения, удовлетворяет одноконтурный реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов ВВЭР-СКД ($N_s = 1700$ МВт). В продолжение обоснования концепции этого реактора, рассматривается использование в нем уран-плутоний-ториевых загрузок, сочетание его с другим типом реакторов для решения проблем с ОЯТ и ЗТЦ.

Обсуждаются проблемы НИОКР, планы разработки реакторов с СКД теплоносителя и их место в будущей атомной энергетике.

Введение

В настоящее время мировым ядерным сообществом признается, что перспективой развития технологии водоохлаждаемых энергетических реакторов - основы современной атомной энергетики - являются водоохлаждаемые реакторы при сверхкритическом давлении (СКД) теплоносителя. Этот тип реакторов выбран одним из шести направлений, разрабатываемых в рамках Международного форума «Поколение IV» (МФП). Внедрение этой технологии прогнозируется к 2040 г.

В ряде институтов России с 2002 г. были активизированы работы по этому направлению. В ГНЦ РФ-ФЭИ в 2002-2006 г.г. был разработан концептуальный проект ВВЭР-СКД - одноконтурного, корпусного водоохлаждаемого реактора с СКД теплоносителя с быстрым спектром нейтронов при 1-о и 2-х ходовой схемах охлаждения [1, 2].

В 2006 - 2008 в сотрудничестве ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» была разработана «Концепция РУ ВВЭР-СКД» [3] в которой были рассмотрены варианты активной зоны с тепловым и быстрым спектрами нейтронов при различных схемах теплоотвода. Определены основные характеристики РУ, конструкция, материалы, схемные решения по энергоблоку, рассмотрены вопросы безопасности, водной химии и др.

С 2009 г. развитие концепции ВВЭР-СКД продолжено в сотрудничестве с ГНЦ РФ-ФЭИ и ИАТЭ НИЯУ МИФИ в рамках государственного контракта № 02.710.11.0185 на выполнение НИР по теме «Исследования по обоснованию и развитию концепции одноконтурной ядерно-энергетической установки с водоохлаждаемым реактором на сверхкритических параметрах»

В 2008-09 г.г. по инициативе Концерна «Росэнергоатом» была проведена работа по теме «Супер-ВВЭР», которую возглавил РНЦ «КИ» [4], с целью определения направлений развития корпусных водоохлаждаемых реакторов IV поколения, которые должны появиться после АЭС-2006, АЭС-2010 (поколение 3+).

Результаты этой работы обсуждены и зафиксированы в решении секции № 1 «Ядерные энергетические установки и атомные станции» НТС Госкорпорации «Росатом» от 31.03. 2010 г.

по вопросу «Облик АЭС с легководными энергетическими реакторами следующего поколения».

В этом решении отмечаются направления развития технологии ВВЭР:

- эволюционное – АЭС-2006, АЭС-2010 (ВВЭР-ТОИ) и далее до 2020 г.;
- инновационное – переход к освоению теплоносителя с СКД (ВВЭР-СКД) с реализацией, отстающей от первого направления на 5 ÷ 10 лет.

В работе рассматриваются указанные направления развития технологии ВВЭР, анализируются предлагаемые перспективные проекты, обсуждается более подробно инновационное направление, состояние исследований по водоохлаждаемым реакторам с СКД теплоносителя и их место в будущей атомной энергетике.

Продолжено обоснование концепции одноконтурного корпусного реактора ВВЭР-СКД при использовании в нем уран-плутоний-ториевых загрузок

1 Главные задачи перспективных водоохлаждаемых реакторов 4-го поколения

В докладе на конференции МНТК-2010 [5] и ранее на семинарах руководством ОАО «Концерн Росэнергоатом» были сформированы основные задачи перспективных проектов направления ВВЭР.

Экономика:

- снижение удельных капиталовложений в установку ($N_3 \geq 1000$ МВт);
- применение упрощенных схем и процессов (высокий КПД);
- использование отработанных конструкций;
- сокращение сроков строительства.

Обеспечение высокого уровня безопасности.

Ограничение по сырьевой базе – снижение расхода природного урана.

Обращение с ОЯТ и РАО – замыкание топливного цикла.

Масштаб энергопроизводства не менее 30 %.

Экспортный потенциал.

2 Супер-ВВЭР

В рамках реакторов корпусного исполнения с водяным теплоносителем по программе Супер-ВВЭР были рассмотрены 6 концептуальных проектов:

1. охлаждение водой докритических параметров с возможностью регулирования спектра нейтронов – ВВЭР-S;
2. использование воды сверхкритического давления в двухконтурной реакторной установке – В-670СКДИ;
3. использование технологии корпусного реактора, охлаждаемого кипящей водой докритических параметров – ПВЭР-650;
4. паровое охлаждение в докритической области давления реактора с быстрым спектром нейтронов – ПСКД-600;
5. использование воды сверхкритического давления в прямоточном одноконтурном исполнении – ВВЭР-СКД;
6. паровое охлаждение в докритической области давления реактора с быстрым спектром нейтронов – ВК-М.

Из этих 6 реакторов 1 и 2 с тепловым (или несколько более жестким) спектром нейтронов, а остальные с быстрым.

В таблице 1 представлены основные физические характеристики предлагаемых проектов водоохлаждаемых реакторов.

Ниже рассмотрено более подробно каждое предложение с проведением анализа насколько полно эти реакторы удовлетворяют указанным критериям для водоохлаждаемых реакторов 4-го поколения.

3 ВВЭР-S – реактор с использованием спектрального регулирования для наработки плутония

Реактор ВВЭР-S (введение с ~ 2020 г.) – это реактор с повышенным КВ, который достигается за счет уменьшения диаметра твэла до ~ 7,0 мм при более тесной их упаковке в ТВС и при увеличении обогащения топлива до 6-7 %, что приведет к ужесточению спектра нейтронов и $K_{\text{В}} \approx 0,8$. Возможно потребуется переход на стальные оболочки твэл. Для сокращения расхода природного урана предполагается на 1/3 использовать МОХ-топливо. Однако, требование максимального накопления в ОЯТ плутония, приводит к короткой кампании топлива, при более длительной кампании плутоний выгорает. Таким образом, в ~ 2 раза увеличивается количество топливных загрузок, а использование МОХ-топлива в тепловом спектре приводит к увеличению младших актинидов в МОХ ОЯТ (~ 3 раза больше чем в БН [6]).

Предлагается также для увеличения КВ введение «спектрального регулирования» - размещение в ТВС для вытеснения воды каналов с обедненным ураном (~ 45 % по площади ТВС) на первой стадии выгорания, что приводит к более жесткому спектру нейтронов и накоплению плутония, а на второй стадии выгорания вытеснители извлекаются. Для сохранения площади теплосъема предлагается перейти к твэлам ~ Ø 6 мм при мощности ЯЭУ $N_3 \approx 1000$ МВт, или с твэлами Ø 9,1 мм при $N_3 = 600$ МВт при сохранении шага, размеров ТВС и картограммы активной зоны ВВЭР-1000 [4].

На рисунке 1 представлена схема ТВС с 19 каналами для вытеснителей и 264 твэл Ø 9,1 мм (использование твэл Ø 6 мм и длиной ~ 5 м потребует длительного обоснования). Количество ТВС и картограмма их размещения соответствуют ВВЭР-1000, в периферийном ряду ТВС вытеснителей нет.

Предполагается что на первой стадии вначале межперегрузочного интервала все вытеснители находятся в активной зоне, затем извлекаются и на второй стадии топливо выгорает без вытеснителей, а их каналы заполняются водой. Поскольку вытеснители это поглотители (UO_2 с содержанием U^{235} , $X_5 = 0,2\%$), то потребуется увеличение обогащения топлива в твэле.

Таблица 1 – Физические характеристики перспективных корпусных водоохлаждаемых реакторов.

Характеристика	ВВЭР-S	В-670 СКДИ	ПВЭР-650	ПСКД-600	ВВЭР-СКД	ВК-М
Мощность тепл./эл. (брутто), МВт	1820/600	1635/670	1750/650	1470/620	3830/1700	3000/1035
КПД машзала АЭС (брутто), %	33-34	41	37	42,5	44	34
Компоновка, кол-во контуров	Петлевая 2-контур	Интегр. 2-контур	Интегр. 2-контур	Петлевая 2-контур	Петлевая 1-контур	Петлевая 1-контур
Давление на входе/выходе реактора, МПа	16,2/15,9	23,6	16	24,5/24,2	25/23,8	8,0/7,3
Температура на входе/выходе реактора, °С	287/328,7	375/395	348,9/368	388/500	290/540	287/292
Высота/диаметр активной зоны (+ экраны), м	3,4/4,57	4,2/2,6	1,5(+0,5)/2,9(+0,15)	1,5(+0,5)/3(+0,2)	3,76/3,37	2,4(+1)/4,14(+0,43)
Размеры корпуса, диаметр/высота, м	4,5/22	4,96/23,5	4,25/10,9	4,55/10,5	4,96/15,0	5,8/21
Выгорание топлива среднее в активной зоне, МВт·сут/кг т.а.	54-56	40,3	66,6	56,8	39,8	25,9
Удельный расход топлива подпитки в равновесном режиме $U_{\text{природ.}}/U_{\text{отвал.}}/Th$, т/ГВт(э)·год	0/11,6/0	0/13,2/0	0/14,4/0	0/14,2/0	0/20,3/0	0/33,9/4,5
Удельная загрузка делящихся атомов в топливе активной зоны, т/ГВт(э)	5,6	8,27	5,5	5,6	6,88	9,5
Среднее энерговыделение в активной зоне, кВт/л а.з.	55	72	165	160	114	54
Коэффициент воспроизводства (КВ)	0,94	0,89	1,01	1,0	0,94	0,97
Удельная металлоемкость, т/МВт(э)	4,5	3,14	2,9	~3,0	1,44	-

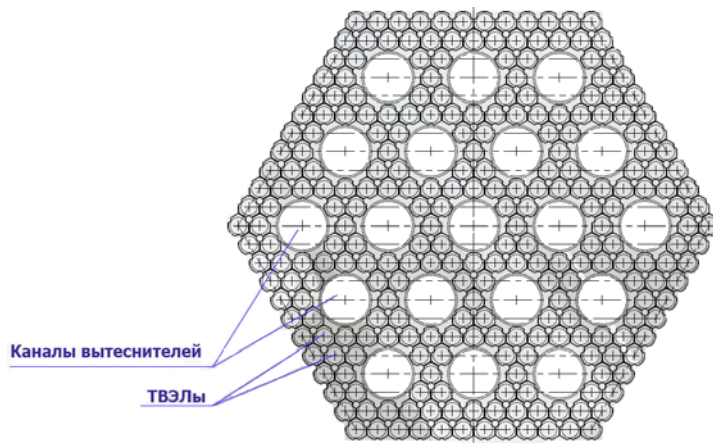


Рисунок 1 – Вариант конструкции ТВС с каналами вытеснителей.

Если принять топливный цикл для ТВС 5×300 эфф. сут., то для вытеснителей это будет $\sim 5 \times 100$ эфф. сут. при обогащении топлива делящимися изотопами $X_{\text{дел.}} \approx 4,95\%$. Топливо в твэлах в первых загрузках UO_2 , а в последующих – MOX . Таким образом ТВС и вытеснители выгружаются один раз в течение ~ 5 календарных лет.

Здесь возникает ряд вопросов которые не были затронуты в представленном проекте [4].

1. Можно ли разместить в реакторе типа ВВЭР-1000 две подвижные системы: СУЗ, и системы перемещающей вытеснители, вес которых в одной ТВС составляет ~ 700 кг?

2. Насколько увеличатся проблемы с обслуживанием РУ и какой КИУМ может быть?

Средний коэффициент воспроизводства (КВ) оценивается $\sim 0,94$. В выгружаемых вытеснителях за 5 лет накапливается ~ 300 кг делящихся изотопов плутония (за 1 год ~ 60 кг).

В реакторе ВВЭР-1200 с обогащением топлива $X_5 = 4,95\%$, расходуется в год ~ 700 кг U^{235} или удельный расход $\sim 0,58$ кг $\text{U}^{235}/\text{МВт}_3\cdot\text{год}$.

В рассматриваемом реакторе при $X_{\text{дел.}} \approx 4,95\%$ в год расходуется ~ 580 кг делящихся изотопов или удельный расход $\sim 0,97$ кг дел./ $\text{МВт}_3\cdot\text{год}$. Таким образом в реакторе с вытеснителями расходуется в $\sim 1,7$ раза больше делящихся изотопов чем в обычном ВВЭР. Чтобы наработать ~ 300 кг плутония за 5 лет нужно потратить дополнительно ~ 250 кг U^{235} в начальной топливной загрузке.

Отсюда можно сделать вывод, что нарабатывать плутоний в активной зоне теплового (а также и быстрого) реактора невыгодно. Лучше это делать в бланкетах БН-реакторов:

1. накопление плутония в $2 \div 3$ раза больше чем в тепловом реакторе за тот же промежуток времени;

2. плутоний получается почти оружейного качества ($\sim 95\% \text{Pu}^{239}$);

3. наличие бланкета не ухудшает физические характеристики реактора.

Этот реактор может представлять интерес, если по какой-либо причине будет задерживаться развитие БН-реакторов

В сводной таблице 6 делается оценка, насколько полно удовлетворяет рассматриваемый вариант реактора указанным выше (п. 1) требованиям к перспективным реакторам 4 поколения.

Рассматриваемый реактор нельзя считать экономически эффективным из-за небольшой мощности и повышенного потребления топлива, не показана возможность его конструктивного исполнения, маловероятно что бы такой реактор мог бы тиражироваться сотнями экземпляров и иметь экспортный потенциал. Авторы этого проекта отметили [4], что «он не предназначен для оптимизации топливоиспользования в замкнутом топливном цикле».

4 В-670 СКДИ двухконтурный реактор интегрального типа с СКД теплоносителя в 1-м контуре

Первый проект РУ В-500 СКДИ ($N_3 = 515$ МВт) с интегральной компоновкой 1-го контура и естественной циркуляцией теплоносителя разрабатывался в конце 80-х годов

прошлого века, как установка с повышенной безопасностью, которую можно располагать вблизи населенных пунктов и использовать частично и для теплоснабжения [7].

На рисунке 2 представлена схема интегральной РУ В-500 СКДИ.

Теплоноситель с СКД имеет температуру на входе в активную зону ниже псевдокритической точки (T_m), а на выходе – близкую к T_m . Для поддержания критичности активной зоны между перегрузками плотность теплоносителя в течение кампании медленно повышается (за счет снижения температуры во 2-м и затем в 1-м контурах), тем самым несколько увеличивается длительность кампании.

Применительно к программе Супер-ВВЭР для использования этого реактора в замкнутом топливном цикле (ЗТЦ) предположено [4]:

- увеличить температуру теплоносителя на выходе из активной зоны;
- сделать более тесной решетку твэл (спектр нейтронов эпитепловой с переходом в тепловой в конце кампании);
- использовать 3 типа ТВС с обогащением МОХ топлива по плутонию от 8 % до 25 %, при среднем обогащении $X_{дел.} = 18,5$ %.

При этом мощность РУ получается $N_3 = 670$ МВт. Рассматривается вариант с быстрым спектром нейтронов В-600 СКДИ при более тесной решетке твэл, увеличении загрузки топливом и температуры теплоносителя около T_m на входе и при $t_T \gg T_m$ на выходе из активной зоны.

В сводной таблице 2 представлены основные физические характеристики РУ В-670 СКДИ [4].

Что характерно для топливного цикла этого варианта:

- низкая энерговыработка $\bar{E} \approx 40$ МВт·сут/кг т.а. ($\bar{X}_{дел.} = 18,5$ %) если сравнить с ВВЭР-1200: $\bar{E} = 60$ МВт·сут/кг т.а. (при $\bar{X}_{дел.} = 4,95$ %) или БН-1200 $\bar{E} = 113$ МВт·сут/кг т.а. (при $\bar{X}_{дел.} = 18$ %);
- высокая удельная загрузка делящимися изотопами 8,27 т/ГВт₃ (вместо $\sim 5,4$ т/ГВт₃ в ВВЭР-1200 и 6,2 т/ГВт₃ в БН-1200).

Таким образом, вместо одной активной зоны (ВВЭР-1200 или БН-1200) в этом реакторе должны выгорать две.

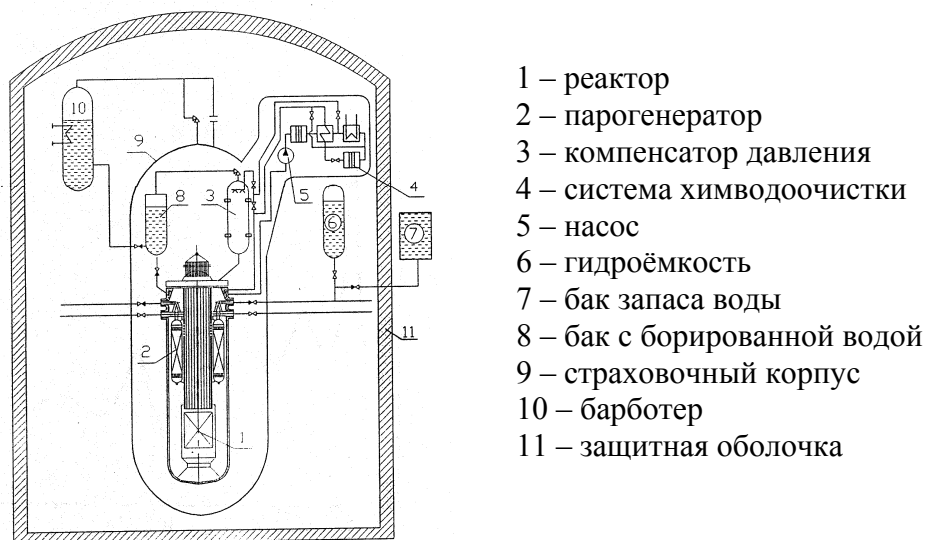


Рисунок 2 – Схема интегральной реакторной установки В-500.

Эффект реактивности по плотности теплоносителя меняет знак и к концу кампании становится отрицательным, т.е. при уменьшении $\gamma_T - K_{эфф.}$ увеличивается. С одной стороны это недопустимо по обеспечению безопасности РУ, а с другой не согласуется со «спектральным регулированием» в соответствии с которым к концу кампании увеличивается γ_T и это должно приводить к увеличению $K_{эфф.}$ и длительности кампании.

Относительно варианта В-600 СКДИ с быстрым спектром нейтронов, то в нем указанные выше недостатки выражены в еще большей мере ($\partial\rho/\partial\gamma = -4,51\cdot 10^{-2}$ (НК)/ $-7,02\cdot 10^{-2}$ (КК), $E = 26,3$ МВт·сут/кг т.а.).

По критериям таблицы 6 реактор В-670 СКДИ нельзя считать экономически эффективным из-за низкой эффективности топливоиспользования и небольшой мощности. В нем не решены вопросы обеспечения безопасности. Нельзя говорить о большой серии таких реакторов и экспортном потенциале ($X_{дел.} > 20\%$).

Таблица 2 – Характеристики элементов активной зоны и параметры топливного цикла вариантов 2-х контурных РУ.

Наименование, размерность	В-670 СКДИ	ПВЭР-650	ПСКД-600
ТВС:			
количество в а.з./БЗВ	163/0	349/72	127/36
шаг, см	13,5	14,66	23,6
число ТВЭЛ в ТВС а.з./БЗВ, шт	252	199/169	
ТВЭЛ:			
$D_n/\delta_{об.}$ а.з. (БЗВ), мм	8,0/0,5	8,4/0,5 (9,65/0,5)	18,0/0,5
шаг в ТВС а.з. (БЗВ), мм	11,73	9,49/12,38	9,04
топливо	МОХ	МОХ	МОХ
Среднее обогащение делящимися изотопами, %	18,5/18,2	17	16,5
Средняя глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг т.а.	40,3	66,6	50,1
Топливный цикл, эфф. сут.	4×300	4,6×330	4×330
КВ (реактора)	0,89	1,01	1,0
Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя, начало/конец кампании, см ³ /г	0,51·10 ⁻² / -0,32·10 ⁻²	-8,6·10 ⁻² / -14,8·10 ⁻²	-7,5·10 ⁻² / -10,0·10 ⁻²

5 Реактор, охлаждаемый пароводяной смесью ПВЭР-650

С 1977 г. РНЦ «КИ» совместно с ОКБ «ГП» проводилась разработка реактора с быстро-резонансным спектром нейтронов и охлаждением пароводяной смесью [8]. В этой концепции за счет использования теплоты фазовых переходов (испарение влаги в активной зоне) реализуется большая энергоемкость пароводяной смеси и снижается температура оболочек ТВЭЛОВ.

В таблицах 1, 2 приведены основные физические характеристики элементов активной зоны и параметры топливного цикла [4, 8], и на рисунке 3 представлена схема РУ.

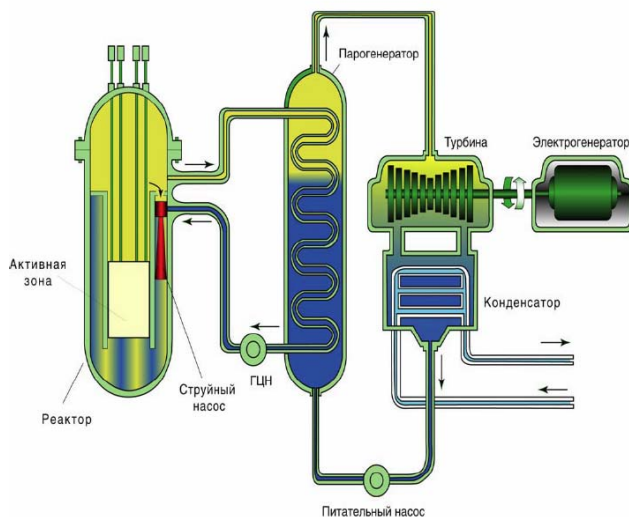


Рисунок 3 – Схема РУ с реактором ПВЭР.

В активной зоне реактора ПВЭР-650 используется ТВС трех типов, различающиеся обогащением МОХ-топлива с содержанием Pu = 12 %, 16 %, 24 %. Кампания ТВС с обогащением 12 % и 16 % состоит из 4-х циклов по 330 эфф. суток, ТВС большого обогащения (24 %) – 6 циклов, а кассеты боковой зоны воспроизводства (БЗВ) проходят 8 циклов облучения.

В таблице 2 приведены основные физические характеристики топливного цикла.

Из приведенных результатов расчетов видно, что имеется большой отрицательный плотностной коэффициент реактивности, который предложенной мерой – добавлением в топливо 10 % ВеО уменьшается лишь в ~ 2 раза. Однако использование бериллия в большой энергетике и дорого (и опасно с точки зрения профессиональных заболеваний).

Относительно критериев таблицы 6 этот реактор нельзя считать экономически эффективным из-за относительно небольшой мощности и высокого обогащения топлива, в нем не обеспечены условия безопасности. Маловероятно, что на таких реакторах можно строить будущую атомную энергетику, и невозможен их экспорт (обогащение топлива > 20 %).

6 ПСКД-600 – паровой бридер при СКД теплоносителя

В таблицах 1, 2 представлены основные физические характеристики реактора и элементов активной зоны двухконтурной петлевой ЯЭУ с быстрым реактором, охлаждаемым паровым теплоносителем с СКД [4].

На рисунке 4 представлена схема циркуляции теплоносителя в первом контуре АЭС с паровым реактором с СКД.

Часть поступающего в контур реактора теплоносителя опускается по зазору между шахтой и корпусом, поступает в нижний коллектор активной зоны и далее разделяется по ТВС центральной части активной зоны (АЗ 1) и каналам СУЗ.

Часть входного теплоносителя поступает через отверстия в шахте в кольцевое пространство между шахтой и блоком защитных труб, из которого попадает сверху на вход в ТВС БЗВ. Пройдя ТВС БЗВ сверху вниз, теплоноситель разворачивается и попадает на вход в ТВС периферийной части активной зоны (АЗ 2).

На выходе из ТВС АЗ 1 и АЗ 2 теплоноситель (500 °С, 24,85 МПа) попадает в межтрубное пространство блока защитных труб, откуда через отводной патрубок (ДУ 700) поступает в напорный коллектор парогенератора, расположенный в центральной части ПГ. Из напорного коллектора по трубкам теплоноситель первого контура поступает в собирающий коллектор ПГ, охлаждаясь до 390 °С, а оттуда по соединительному патрубку – на всос ГЦН.

Теплоноситель второго контура с входными параметрами 280 °С, 24 МПа течет между трубками ПГ подогреваясь до 480 °С (давление на выходе – 23,8 МПа) и далее поступает на турбину.

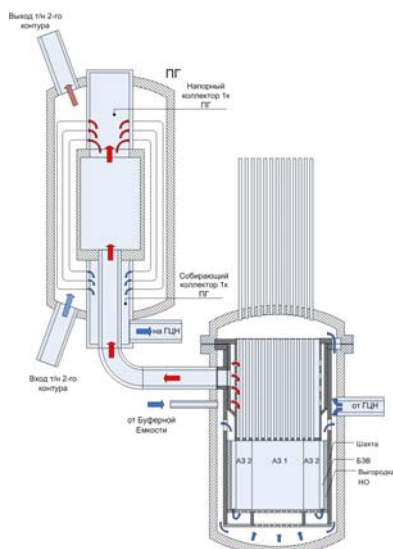


Рисунок 4 – Схема циркуляции теплоносителя в первом контуре АЭС с паровым СКД реактором.

В топливном цикле не используются частичные перегрузки топлива, а для выравнивания энерговыделения в активной зоне используется 5 типов ТВС с МОХ топливом с обогащением по плутонию от 15 до 22 %. Для увеличения КВ используются торцевые (ТЗВ) и боковая (БЗВ) зоны воспроизводства. Некоторые параметры топливного цикла приведены в таблице 2.

Как видно из приведенных результатов расчетов, в реакторе ПСКД-600 получается большой отрицательный плотностной эффект на протяжении всей кампании. Поскольку на входе в активную зону параметры теплоносителя близки к псевдокритической точке (T_m), то небольшое увеличение температуры на ~ 5 °С будет приводить к уменьшению γ_t в $\sim 1,5$ раза, а это может привести к увеличению реактивности на $\sim +3\beta_{эфф}$. Следует отметить, что в приведенных выше, 2-х контурных ЯЭУ большой проблемой могут быть парогенераторы (ПГ) из-за их весо-габаритных характеристик. Так, для ЯЭУ с реактором ПСКД-600, по предварительным оценкам, удельный вес ПГ (т/МВт_э) в $\sim 1,5$ раза больше чем в ВВЭР-1000.

7 Одноконтурный реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов с двухзаходной активной зоной – ВВЭР-СКД

7.1 Схема охлаждения реактора

В разрабатываемых проектах реакторов на СКД теплоносителя приняты одноходовые схемы охлаждения в соответствии с которыми весь подогрев теплоносителя происходит при его движении в активной зоне снизу вверх. Поскольку величина этого подогрева велика $230 \div 250$ °С, то даже небольшие неравномерности в распределении энерговыделения по твэлам приводят к большим различиям в выходной температуре теплоносителя и в температуре оболочек твэл.

В реакторе с быстрым спектром нейтронов плотность теплоносителя изменяется по высоте в ~ 10 раз, спектр нейтронов - от теплового до быстрого. Требуется использование сложной схемы профилирования обогащения топлива по объему активной зоны и введение бланкета для получения отрицательного пустотного эффекта реактивности.

Для уменьшения указанных проблем предлагается использовать двухходовую схему охлаждения [2], в соответствии с которой активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС (рис. 5).

Периферийная зона охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. Внизу активной зоны в камере смешения потоки теплоносителя из периферийных ТВС объединяются и поступают на вход в центральную, которая охлаждается при движении теплоносителя снизу вверх.

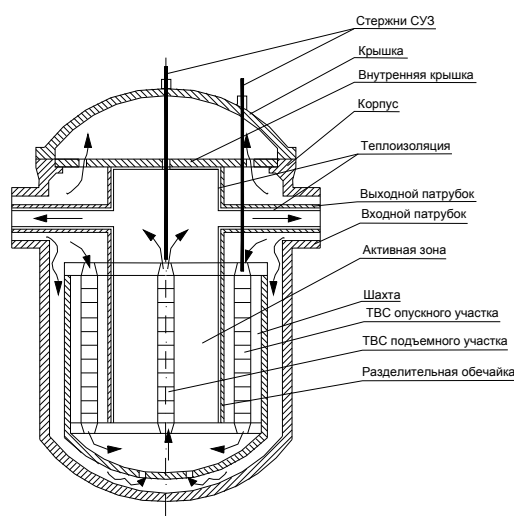


Рисунок 5 – Схема охлаждения реактора.

Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках предлагается разделить при $t \approx t_m = 385$ °С. В опускном участке теплоноситель будет нагреваться на 95 °С, плотность изменяться в ~ 3 раза. Спектр нейтронов будет изменяться по радиусу и меньше по

высоте, и в этом случае не потребуются сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны. Все конструкции ТВС будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры.

При делении активной зоны на два участка проходное сечение для теплоносителя уменьшается в 2 раза и в 2 раза увеличивается скорость теплоносителя, которая становится равной 1,6 м/с на входе в периферийную зону и ~ 15 м/с на выходе из активной зоны, но это приводит к повышению коэффициента теплоотдачи (в 1,7 раза), снижению температуры оболочки твэла и улучшению его работоспособности.

Топливная композиция представляет собой смесь отработавшего ядерного топлива ВВЭР и оружейного плутония. При эффективной плотности смеси оксидов урана и плутония $9,3 \text{ г/см}^3$ плотность оксида оружейного плутония составляет $0,7 \text{ г/см}^3$ и одинаковая во всех ТВС.

На рисунке 6 представлено поперечное сечение ТВС. Центральная зона (ЦЗ) набирается из 121 ТВС, периферийная (ПЗ) из 120 ТВС.

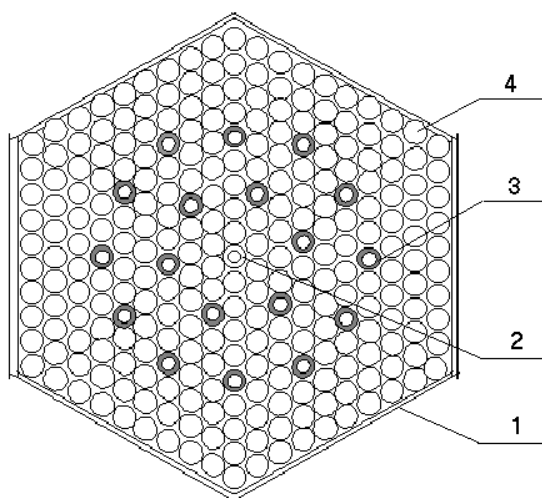


Рисунок 6 – Поперечное сечение ТВС: 1 – чехол толщиной 2,25 мм; 2 – центральная труба размером $\text{Ø } 10,7 \text{ мм} \times 1 \text{ мм}$; 3 – 18 направляющих каналов под ПЭЛ размером $\text{Ø } 10,7 \text{ мм} \times 0,55 \text{ мм}$; 4 – 252 твэла, оболочка размером $\text{Ø } 10,7 \text{ мм} \times 0,55 \text{ мм}$, шаг 12 мм. Конструкционный материал всех элементов – сталь ЭП-172.

7.2 Расчеты топливного цикла и эффективности органов СУЗ

Для оценки эффективности органов СУЗ рассмотрены состояния реактора: $N = N_{\text{ном}}$, МКУ, залив холодной водой, обезвоживание в начале и конце кампании (НК/КК, % абс.).

Для указанных расчетных состояний получены величины начального запаса реактивности, требуемое количество ТВС СУЗ для его компенсации и вывода реактора в подкритическое состояние с $K_{\text{эфф.}} = 0,98$ (табл. 3).

Из данных табл. 3 следует, что при заливе холодной водой требуется разместить ТВС СУЗ в 216 ячейках из общего числа 241 ТВС (кроме 25 ТВС периферийного ряда). Очевидно в реакторе с (U-Pu) топливной загрузкой нужно использовать ПС СУЗ с обогащенным бором, которые рассмотрены ниже с (U-Th) топливом, эффективность СУЗ в этом случае увеличивается в ~ 2 раза. Основные характеристики реактора с U-Pu топливным циклом приведены в табл. 4.

Таблица 3 – Реактивность ΔK % (абс.)/требуемое число ТВС СУЗ для ее компенсации при различных состояниях реактора.

Топливный цикл	$N = N_{\text{ном}}$	МКУ	Залив холодной водой	Обезвоживание НК/КК
U-Pu	1,26/22	7,26/120	13,68/216	-5,88/-3,64
Pu-Th	2,81/37	9,906/82	11,15/115	-6,24/-2,51
Th	3,45/47		32,45/205	-6,28/-2,32

Таблица 4 – Основные характеристики реактора с U-Pu-Th топливным циклом.

Характеристика	U-Pu	Pu-Th	Th
Начальная загрузка топлива, т	135,6	137,3	139,0
Начальная загрузка делящихся изотопов Pu/U ²³³ , т	11,77/0,0	5,91/4,80	0/10,81
Загрузка делящихся Pu/U ²³³ в ТВС, кг	48,86/0	48,86/39,99	50,24/39,46
Обогащение топлива Pu/U ²³³ , %			
ЦЗ	7,7/0	7,7/0	0/9,0
ПЗ	7,7/0	0/7,0	0/6,9
Кратность перегрузок	5	5	5
Длительность межперегрузочного интервала, эф. сут.	300	310	300
Энерговыработка средняя/максимальная, МВт·сут/кг т.а.	39,79/56,4	42,2/68,6	34,6/47,5
Максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения K_q/K_v	1,46/2,19	1,61/2,62	1,67/2,8
Загрузка делящихся изотопов, т/год	2,34	2,11	2,20
Выгрузка делящихся изотопов, т/год	2,18	1,87	1,96
Коэффициент воспроизводства:			
ЦЗ	1,013	1,003	0,957
ПЗ	0,853	0,769	0,800
средний по активной зоне	0,933	0,887	0,890

7.3 Использование тория

Для исследования возможности использования тория в реакторе с быстро-резонансным спектром нейтронов рассмотрены топливные загрузки: смешанная (U+Pu) в центральной зоне и (U²³³+Th) в периферийной и когда в ЦЗ и ПЗ (U²³³+Th) топливо.

Все размеры твэл, ТВС и активной зоны приняты такими же как и в первом варианте. Основное отличие только в том, что в зонах с (U²³³+Th) топливом в ПС СУЗ используется бор обогащенный по В¹⁰ (до 80 %). Расчеты проводились без учета движения СУЗ и их результаты приведены в таблицах 3, 4.

Из приведенных результатов расчетов видно, что из-за особенностей реактора: быстро-резонансный спектр нейтронов; двухходовая схема охлаждения с более плотным теплоносителем в ПЗ, нет проблем с обезвоживанием реактора (пустотный эффект отрицателен в течение всей кампании). С компенсируемостью СУЗ при самом сложном режиме – заливе реактора холодной водой требуется использование ПС с обогащенным бором, но даже и в этом случае в варианте с (U²³³+Th) топливной загрузкой возможно потребуются введение в топливо небольшого количества гадолиния (~ 0,3 г/см³), который не выгорает в процессе кампании, а при заливе холодной водой используется как сильный поглотитель нейтронов.

Если реактор использует ОЯТ реакторов ВВЭР, то для его подпитки нужно ~ 2,5 т промышленного плутония в год, а если он использует свой ОЯТ, то указанное дообогащение

топлива составит ~ 160 кг. Таким образом, один реактор типа БН-К ($N_3 = 1200$ МВт) может обеспечивать промышленным плутонием 2 реактора ВВЭР-СКД ($N_3 = 1700$ МВт). Сочетание этих двух технологий обеспечивает замыкание топливного цикла и может сделать эффективной будущую АЭ.

В реакторе ВВЭР-СКД может эффективно использоваться торий в смешанном или в чисто ториевом цикле без каких либо изменений в конструкции твэл, ТВС, СУЗ и всего реактора. При этом могут быть решены проблемы экономической эффективности, ЗТЦ, обеспечена ядерная безопасность и повышен экспортный потенциал таких ЯЭУ. Наличие в реакторе 2-х спектров нейтронов («жесткого» в ЦЗ и более «мягкого» в ПЗ) позволяет оптимизировать топливные загрузки и лучшими получаются смешанные загрузки – Pu в ЦЗ и U^{233} -Th в ПЗ.

Одноконтурный реактор ВВЭР-СКД с двухходовой схемой охлаждения удовлетворяет всем требованиям, предъявляемым к водоохлаждаемым реакторам 4-го поколения (табл. 6).

8 Одноконтурный кипящий реактор ВК-М с быстрым спектром нейтронов

В прототипах этого реактора японском проекте RMWR и кипящем реакторе мощностью $N_3 = 900$ МВт [9] для уменьшения отрицательного плотностного эффекта реактивности (или положительного пустотного эффекта реактивности - ПЭР) предлагалось использовать слоистую структуру по высоте активной зоны, состоящую из чередующихся 2-х слоев с МОХ топливом и 3-х слоев (зоны воспроизводства) из природного урана. Активная зона имела уплощенную форму с соотношением $D_{\text{экв.}} \times H_{\text{а.з.}} = 7,5 \times 1,25$ м.

В реакторе ВК-М предложено для уменьшения ПЭР в части ТВС использовать торий с небольшим обогащением по урану-233 (~ 1 %) и несколько более мягким спектром нейтронов. При нормальной работе эти ТВС вносят вклад в энерговыработку, а при обезвоживании этот вклад прекращается и в целом ПЭР становится отрицательным.

На рисунке 7 представлена схема РУ с реакторов ВК-М.

Из 163 ТВС активной зоны 97 ТВС содержат МОХ топливо с различным обогащением по плутонию (в ЗМО – 12,5 %, в ЗСО – 13,5% и в ЗБО – 15,5 %). 66 ТВС активной зоны содержат уран-ториевую воспроизводящую композицию. Начальное содержание ^{233}U в уран-ториевом топливе – 1 % вес. [4].

Периферийный ряд ТВС представляет собой боковой воспроизводящий бланкет из обедненного урана. Конструкция кассет бокового воспроизводящего бланкета принята такой же, как и уран-плутониевых ТВС.

Органы СУЗ размещаются только в уран-ториевых вставках и представляют собой кластеры из семи поглощающих стержней из карбида бора в стальной оболочке диаметром $33 \times 0,5$ мм.

Конструкция твэл в ТВС ВК-М аналогична твэлам реактора РБМК диаметром 13,54 мм. Для увеличения водо-топливного отношения диаметр твэлов в ториевых кассетах принят меньшим, чем в кассетах с МОХ-топливом равным 12,6 мм. Для уменьшения положительной реактивности при заливе реактора холодной водой в МОХ-топливо в верхней части активной зоны (24 см) добавлен гадолиний в виде 0,5 % вес. Gd_2O_3 .

В расчете топливного цикла кампания ТВС с уран-ториевым топливом составляет 3 цикла облучения, ТВС с МОХ-топливом – 4-5 циклов и ТВС бокового бланкета – 6 циклов.

В таблице 5 приведены основные физические характеристики элементов активной зоны и параметры топливного цикла реактора ВК-М.

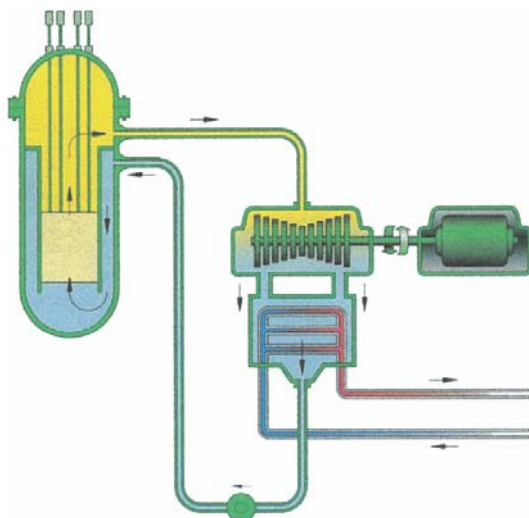


Рисунок 7 – Схема РУ с кипящим быстрым реактором ВК-М.

Таблица 5 – Конструкционные характеристики ТВС и активной зоны ВК-М.

Характеристики	Значение
Количество ТВС в реакторе/активной зоне/боковом экране, шт.	367/301/66
Количество ТВС активной зоны с топливом MOX, шт.	235
Количество ТВС активной зоны с топливом UThO ₂ и с ОР СУЗ, шт.	66
Количество твэл в ТВС с MOX/в ТВС с UThO ₂ топливом, шт.	217/167
Размер ТВС «под ключ»/толщина чехла ТВС, мм	225/1,5
Шаг размещения ТВС, мм	227
Диаметр/толщина оболочки твэл с MOX (с UThO ₂), мм	13,54/0,9 (12,6/0,9)
Шаг твэльной решетки, мм	14,84
Масса урана в реакторе ²³³ U/ ²³⁵ U/ ²³⁸ U на начало кампании, кг	314/366/1,473·10 ⁵
Масса плутония, кг	13722,7
Масса тория, кг	23841
Максимальное выгорание в топливной таблетке, МВт·сут/кг U	65
Коэффициент воспроизводства	0,97
Плотностной коэффициент реактивности, начало/конец, 10 ⁻² /(г/см ³)	3,60/1,07

Реактор ВК-М соответствует всем критериям (табл. 6), предъявляемым к Супер-ВВЭР, кроме одного – большого масштаба энергопроизводства, поскольку в России нет определенности с запасами тория. Строить энергетику с большим участием тория на сегодняшний момент времени не обоснованно. Ресурсы тория в России оцениваются в ~ 3 % (в других странах: Индия, Америка, Австралия запасы Th оцениваются 15 ÷ 20 %) от мировых. Но если такой реактор будет создан, то он может иметь экспортный потенциал.

Таблица 6 – Оценки соответствия различных водоохлаждаемых реакторов требованиям, предъявляемым к перспективным реакторам 4-го поколения.

Тип реактора	ВВЭР-S	В-670 СКДИ	ПЭВР- 650	ПСКД- 600	ВВЭР- СКД	ВК-М
Критерий						
Экономика	-	-	-	-	+	+
Безопасность	+	-	-	-	+	+
Снижение расхода природного сырья	+	+	+	+	+	+
Замыкание топливного цикла	+	+	+	+	+	+
Масштаб энергопроизводства $\geq 30\%$	-	-	-	-	+	-
Экспортный потенциал	-	-	-	-	+	+

«+» – удовлетворяет, «-» – не удовлетворяет.

Заключение

В работе по теме «Супер-ВВЭР» – дальнейшее развитие корпусных водоохлаждаемых реакторов IV поколения выделяются два направления развития технологии ВВЭР:

- эволюционное – АЭС-2006, АЭС-2010 и далее до 2020 г.;
- инновационное – переход к освоению теплоносителя при сверхкритическом давлении (ВВЭР-СКД) со строительством головной ЯЭУ к 2026 г.

Рассмотрено 6 концепций перспективных проектов одноконтурных и двухконтурных РУ с эпитепловым и быстрым спектром нейтронов с возможностью их использования в замкнутом топливном цикле (ЗТЦ).

В двухконтурных ЯЭУ с докритическими и сверхкритическими параметрами теплоносителя с эпитепловым и быстрым спектрами нейтронов стремление получить КВ $\approx 0,8 \div 1,0$ приводит к большим начальным загрузкам, высокому обогащению топлива и, соответственно, к высокому удельному расходу топлива, что в сочетании с относительно небольшой мощностью блока $N_3 \approx 600-670$ МВт снижает экономическую эффективность таких РУ. К тому же в них возникают проблемы с обеспечением ядерной безопасности из-за отрицательного плотностного коэффициента реактивности.

В результате проведенного анализа сделан вывод, что наиболее полно требованиям, предъявляемым к водоохлаждаемым реакторам 4-го поколения, удовлетворяет одноконтурный реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов ВВЭР-СКД ($N_3 = 1700$ МВт).

Экономическая эффективность этого реактора обуславливается использованием двух отработанных технологий ВВЭР-РУ и ТЭС с СКД воды (используются стандартные турбины, насосы и другое оборудование), а также высоким КПД, низкой металлоемкостью (отсутствие второго контура), сокращением строительных объемов и др.

Реактор ВВЭР-СКД имеет КВ = 0,93, использует МОХ-топливо, для его работы при использовании своего ОЯТ нужно ~ 160 кг плутония в год.

Сочетание двух технологий БН и ВВЭР-СКД может быть взаимовыгодным, позволит решать проблемы ОЯТ, ЗТЦ и в целом повысить эффективность будущей атомной энергетики.

Необходимо доработать и обсудить со всеми заинтересованными организациями программу НИОКР по реакторам ВВЭР-СКД, включающую сооружение демонстрационной установки к ~ 2016 г., а через ~ 10 лет- головной АЭС с дальнейшим коммерческим развертыванием таких ЯЭУ.

Требуется участие в международной кооперации, а для этого нужно включение этих реакторов в перечень проектов с которыми Россия планирует войти в программу МФП.

Имеющиеся в институтах и проектных организациях Росатома результаты выполненных в последние годы НИОКР (расчетные исследования, эксперименты на физических и теплогидравлических стендах, проектные проработки по конструкции и безопасности таких

реакторов и др.) могут быть основой для вхождения в работы по уже выполняемым Проектным соглашениям и подписанным рядом стран системным договоренностям (СД).

При вступлении в СД по реакторам с СКД теплоносителя Россия могла бы выйти с инициативным предложением об организации в рамках МФП разработки международного проекта демонстрационной установки с одноконтурным реактором с СКД теплоносителя небольшой мощности (10 ÷ 20 МВт), а также предложить площадку для реализации этого демонстрационного проекта.

список литературы

- 1 Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления. – Атомная Энергия, 2004, т. 96, вып. 5, с. 374 – 380.
- 2 Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. – Там же, 2006, т. 100, вып. 5, с. 349-355.
- 3 Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б., Никитенко М.П. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами – перспективные реакторы 4-го поколения. Научная сессия МИФИ-2007, Сборник трудов, Москва, МИФИ (2007), т. 8, с. 34-35.
- 4 ВВЭР-СУПЕР «Чему отдать предпочтение...». РЭА Росэнергоатом № 9 2009, с. 10-45.
- 5 Асмолов В.Г. Опыт эксплуатации АЭС ОАО Концерн «Росэнергоатом». Обеспечение безопасности и повышение эффективности атомной энергетики России. Тезисы докладов МНТК-2010, Москва, 26-27 мая 2010 г., с. 4.
- 6 Уолтер А., Рейнолдс А. Реакторы размножители на быстрых нейтронах, Москва, Энергоатомиздат, 1986.
- 7 Silin V.A., Voznessensky V.A., Afrov A.M. The Light Water Integral Reactor with Natural Circulation of the Coolant at Supercritical Pressure B-500 SKDI. Nuclear Engineering and Design. April, 1993, p. 327-336
- 8 Алексеев П.Н., Гришанин Е.И., Звернов Ю.А. и др. Концепция пароводяного энергетического реактора. Атомная Энергия, 1989, т. 67, с. 239-243.
- 9 Комисаров О.В., Пивоваров В.А., Концепция кипящего одноконтурного реактора средней мощности с тесной решеткой ТВЭЛ. Препринт ФЭИ-3053, Обнинск, 2005.