

## ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО РЕАКТОРА ВВЭР-СКД-30

**А.П. Глебов, А.В. Клушин**

*ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Рассматриваются особенности экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30, охлаждаемого водой сверхкритических параметров ( $P = 25$  МПа,  $t = 540$  °С), с мощностью 30 МВт. Реактор характеризуется быстро-резонансным спектром нейтронов и двухходовой схемой охлаждения теплоносителя. Приводятся физические характеристики ВВЭР-СКД-30, рассчитанные для трех типов топлива: первый – на основе  $UO_2$  с обогащением ~ 20 %, два других – на основе обедненного урана, обогащенного оружейным или энергетическим плутонием. Предусматривается использование небольших безчехловых ТВС, содержащих по 18–19 твэлов. Приводятся результаты расчетов топливных циклов для этих типов топлива, включая значения  $K_{эфф}$  и максимальных неравномерностей энерговыделения  $K_q$  – по ТВС и  $K_v$  – по объему активной зоны в зависимости от времени выгорания. Обсуждается схема теплоотвода ЯЭУ с реактором ВВЭР-СКД-30. Максимальная температура оболочки твэла не превышает 620 °С.

**Ключевые слова:** экспериментальный водо-водяной реактор, вода сверхкритических параметров, быстрорезонансный спектр нейтронов, двухходовая схема охлаждения, MOX-топливо, топливные циклы, кампанейские перегрузки, коэффициент эффективности, неравномерность энерговыделения, схема теплоотвода.

**Key words:** experimental water cooled reactor, water of supercritical parameters, fast resonance neutron spectrum, two-pass coolant flow scheme, MOX-fuel, fuel cycles, company reloadings, effectiveness coefficient, power density distribution form factor, heat removal scheme

### ВВЕДЕНИЕ

С 2006 г. ГНЦ РФ-ФЭИ совместно с ОКБ «Гидропресс» принимает участие в разработке концептуального проекта ВВЭР-СКД (в зарубежной редакции SCWR – supercritical water reactor). Данная ЯЭУ, основывающаяся на прямоточной одноконтурной схеме, охлаждается водой сверхкритических параметров (СКП). Реактор SCWR является одним из шести типов перспективных ядерных реакторов, исследуемых в рамках программы «Международный форум «Поколение-IV» (МФП или GIF). В реализации программы МФП по SCWR участвуют более 45-ти организаций из 16-ти стран с развитой атомной энергетикой.

Внедрение ЯЭУ типа ВВЭР-СКД позволит повысить КПД до 44–45 %, увеличить коэффициент воспроизводства топлива, снизить металлоемкость и строительные объемы, улучшить экологические показатели. Госкорпорацией «Росатом» это направление признается как инновационное. В настоящее время

© А.П. Глебов, А.В. Клушин, 2013

подписаны системные договоренности об участии России в программе МФП [1 – 3].

Первоочередной задачей программы МФП по SCWR считается разработка реактора с тепловым спектром нейтронов. На последующих этапах после освоения технологии предполагается переход к реактору с быстрым спектром нейтронов. Реактор SCWR с тепловым спектром позволяет существенно улучшить экономические показатели АЭС. Однако требуется обогащенный уран, что вызовет увеличение объемов ОЯТ и младших актинидов, и такой реактор не будет удовлетворять требованиям замыкания топливного цикла.

Результаты исследований за последние 10 лет показывают, что более перспективным вариантом является реактор ВВЭР-СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов [4 – 6] и мощностью  $M_{\text{э}} = 1700$  МВт (табл. 1). Этот реактор рассматривается в качестве основного для усовершенствования технологии ВВЭР с возможностью перехода к использованию МОХ-топлива на основе (U-Pu-Th)-композиции и замыканию топливного цикла [7].

В мировой практике отсутствует опыт использования воды СКП как теплоносителя ЯЭУ, поэтому при разработке ВВЭР-СКД требуется решить большой комплекс научно-технических проблем, в том числе [7]:

- разработка и верификация компьютерных расчетных кодов улучшенной оценки для выполнения согласованных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов в тепловыделяющих сборках (ТВС) активной зоны (АЗ) и во всем реакторе;
- разработка конструкций твэлов и ТВС, обоснование их работоспособности;
- анализ устойчивости реактора в переходных и аварийных режимах;
- выбор жаропрочных конструкционных материалов для твэлов с высокой стойкостью к коррозии, коррозионному растрескиванию;
- обоснование и разработка оптимального водно-химического режима.

Некоторые проблемы могут быть исследованы в ходе испытаний на стендах и экспериментальных петлях. Но для обоснования технологии ВВЭР-СКД с целью последующего лицензирования необходимо создание экспериментального реактора. В плане программы МФП по SCWR предусматривается в течение ближайших десяти лет направить основные усилия на разработку подобного тестового реактора.

В работе рассматриваются особенности экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 мощностью 30 МВт с быстрорезонансным спектром нейтронов и двухходовой схемой охлаждения. Приводятся схемное решение по экспериментальной установке и предварительные нейтронно-физические расчеты АЗ с различными видами топлива.

## **ОСНОВНЫЕ ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА С БЫСТРОРЕЗОНАНСНЫМ СПЕКТРОМ, ОХЛАЖДАЕМОГО ВОДОЙ СКП**

### **Физические характеристики реактора ВВЭР-СКД**

Основные физические характеристики энергетического реактора ВВЭР-СКД корпусного типа представлены в табл. 1. Значения параметров реактора могут уточняться в процессе проектирования. Конструкционный материал оболочек твэлов – сталь ЧС-68 [8].

При двухходовой схеме охлаждения реактора (рис. 1), АЗ разделена на два участка по движению теплоносителя (примерно с равным количеством ТВС): периферийную зону (ПЗ) с опускным движением теплоносителя и централь-

ную (ЦЗ) с подъемным движением теплоносителя. Между зонами ЦЗ и ПЗ находится разделительная выгородка. Двухходовая схема охлаждения обеспечивает следующие преимущества по сравнению с одноходовой:

- снижение в два раза перепада температуры, при которой находятся конструктивные элементы ТВС;
- увеличение в два раза скорости движения теплоносителя, приводящее к увеличению коэффициента теплоотдачи и снижению температуры оболочек твэлов;
- обеспечение допустимой неравномерности распределения энерговыделения по объему АЗ без сложного профилирования по обогащению топлива и расхода теплоносителя в ТВС;
- наличие отрицательных обратных связей по основным параметрам: температуре и плотности теплоносителя, температуре топлива, пустотному эффекту (без применения дополнительных мер – введение blankets, твердого замедлителя);
- обеспечение невысокого запаса реактивности на выгорание и наиболее сложный эксплуатационный режим – залив реактора холодной водой компенсируется расположением поглощающих органов СУЗ в 2/3 ТВС от их общего количества.

Таблица 1

**Основные физические характеристики реактора ВВЭР-СКД корпусного типа**

Наименование	Значение
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 внутрикорпусных устройств, °С	600
Назначенный срок службы реактора, лет	60
Габаритные размеры корпуса реактора, м: высота/ наибольший диаметр	21,1/5,32
Количество ТВС в АЗ, 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
Шаг треугольной решетки твэлов, мм	12
Средняя удельная энергонапряженность АЗ, кВт/л	115
Средний линейный тепловой поток с твэла, Вт/см	156
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	50
Срок эксплуатации ТВС в реакторе, лет	5
Интервал времени между перегрузками топлива, мес	12

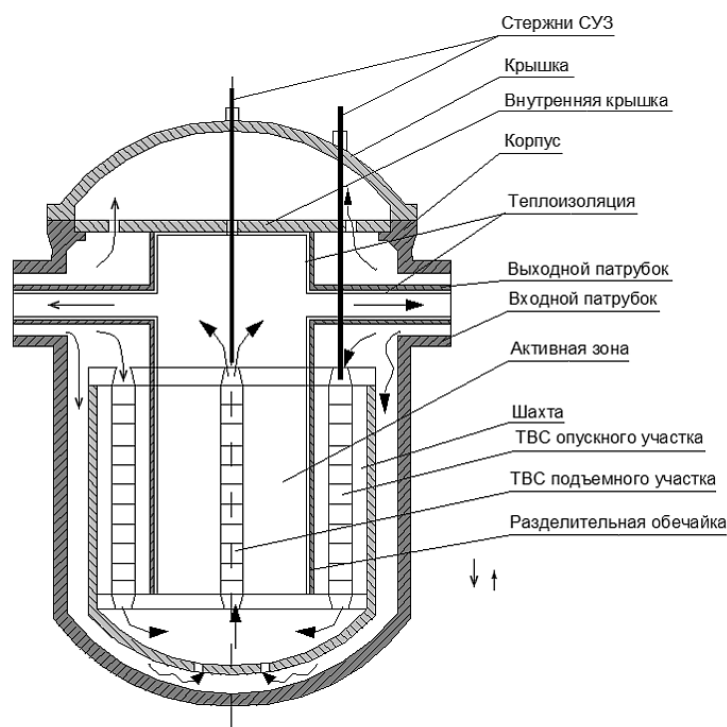


Рис. 1. Двухходовая схема охлаждения реактора ВВЭР-СКД

Таблица 2

**Физические характеристики экспериментального реактора для трех типов топлива**

Характеристики	Значение		
Тепловая мощность реактора, МВт	30		
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	14,7		
Давление теплоносителя на входе в реактор, МПа	25		
Температура теплоносителя на входе/выходе в реактор, °С	290/540		
Типы топливной композиции	UO <sub>2</sub>	(U + Pu <sup>оп</sup> )O <sub>2</sub>	(U + Pu <sup>ан</sup> )O <sub>2</sub>
Размеры АЗ, D <sub>эв</sub> /H, см	73,9/85	66,1/70	66,1/70
Количество ТВС в ЦЗ/ПЗ, шт.	91/90	73/72	73/72
Шаг между ТВС, см	5,23	5,23	5,23
Количество твэлов в ТВС ЦЗ/ПЗ, шт.	19/18	19/18	19/18
Шаг размещения твэлов, мм	12	12	12
Диаметр/толщина оболочки твэла, мм	10,7/0,55	10,7/0,55	10,7/0,55
Загружаемое количество топлива/делящихся изотопов (т.а.) в реактор, кг	1728,4/345,7	1139,2/256,6	1159,7/236,1
Средняя удельная энергонапряженность АЗ, Вт/см <sup>3</sup>	82,4	125	125
Средний тепловой поток с поверхности твэла, Вт/см	105,4	159,7	159,7

При обосновании физических характеристик экспериментального реактора диаметр и толщина оболочки твэла, схема охлаждения принимаются такими же, как в основном варианте. Конструкция реактора и элементов АЗ будут

разработаны на последующих этапах. Анализируются топливные композиции на основе  $UO_2$ - и  $MOX$ -топлива, состоящего из ОЯТ ВВЭР или обедненного урана (ОУ), обогащенных оружейным или энергетическим плутонием, соответственно  $Pu^{OP}$  и  $Pu^{EN}$ . Эффективная плотность топлива из  $UO_2$  и  $(U + Pu)O_2$  принята равной  $9,5 \text{ г/см}^3$ . Среднее обогащение по делящимся элементам не превышает 20 %. В таблице 2 приведены основные физические характеристики ВВЭР-СКД-30 для трех типов топливной композиции [9, 10].

#### Физические характеристики экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30

ТВС включает в себя 19 твэлов, а примерно в половине ТВС центральный твэл заменен трубкой диаметром 12 мм и толщиной 0,55 мм, в которой размещается поглощающий стержень СУЗ.

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД-30

#### Расчетная модель реактора

Расчеты реактора проводились в пятигрупповом транспортном приближении для трехмерной гексагональной геометрии по программному комплексу WIMS-ACADEM [8]. Групповые константы в зависимости от выгорания и температуры топлива, от плотности и температуры теплоносителя и от других параметров рассчитывались по модифицированной программе WIMS-D5. В расчетной модели АЗ делилась по высоте на пять равных участков с различными параметрами по температуре топлива и замедлителя.

Таблица 3

#### Изменение теплогидравлических параметров по высоте ТВС с $UO_2$ в расчетной модели реактора

$\Delta Z$ , от низа АЗ (для $UO_2$ ), см		17,0	17,0	17,0	17,0	17,0
ПЗ	$\gamma_T, \text{г/см}^3$	0,33	0,49	0,64	0,72	0,75
	$t_T, ^\circ\text{C}$	385	376	345	320	300
	$t_{об.}, ^\circ\text{C}$	395	406	405	380	320
	$t_{топл.}, ^\circ\text{C}$	600	710	730	650	460
	$\rho_{H_2O} \cdot 10^{24}, \text{яд/см}^3$	0,01092	0,0163	0,02128	0,0238	0,025
ЦЗ	$\gamma_T, \text{г/см}^3$	0,29	0,23	0,16	0,11	0,09
	$t_T, ^\circ\text{C}$	387	390	400	450	535
	$t_{об.}, ^\circ\text{C}$	400	430	460	550	580
	$t_{топл.}, ^\circ\text{C}$	500	900	1030	1100	950
	$\rho_{H_2O} \cdot 10^{24}, \text{яд/см}^3$	0,00965	0,00762	0,00532	0,00365	0,00299

Рассматривался вариант для ТВС с топливом  $UO_2$  и обогащением топлива  $X_5 = 20 \%$ . В таблице 3 приведены расчетные значения теплогидравлических параметров по высоте АЗ для ТВС с  $UO_2$ , полученные из предварительных совместных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов в итерационном процессе по указанному программному комплексу. Для ТВС с плутониевым топливом будет изменяться только толщина слоев по высоте АЗ.

В активной зоне ЦЗ и ПЗ разделены разделительной выгородкой, состоящей из слоев стали, теплоизоляции и циркония общей толщиной 5 мм. В расчетной модели наличие выгородки имитировалось заданием 18-ти ТВС, состав и количество которых соответствовали гомогенному составу и объему данной выгородки. Наличие отражателя учитывалось двумя рядами ТВС с гомогенным составом, состоящим из 65 % стали и 35 % воды.



**Расчет топливного цикла реактора с  $UO_2$ -топливом**

Расчеты проводились без учета перемещения СУЗ и обратных связей по изменению теплогидравлических параметров. Рассматривались частичные (~ один раз в год) и «кампанейские» (с выгрузкой всей АЗ) перегрузки. Кампания при частичных перегрузках получается равной  $4 \times 270$  эфф. суток, а при «кампанейских» – 650 суток. В таблице 4 приведены зависимости расчетных  $K_{эфф.}$ , максимальных коэффициентов неравномерности энерговыделения по ТВС –  $K_q$  и по объему АЗ –  $K_v$  от времени выгорания для указанных видов перегрузок топлива.

Таблица 4

**Зависимость  $K_{эфф.}$ , максимальных  $K_q$  и  $K_v$  от времени выгорания для ТВС с  $UO_2$** 

Частичные перегрузки				Кампанейские перегрузки			
Время, сут	$K_{эфф.}$	$K_q$	$K_v$	Время, сут	$K_{эфф.}$	$K_q$	$K_v$
0	1,179	1,593	1,009	0	1,204	1,655	1,025
30	1,180	1,592	1,008	50	1,205	1,654	1,023
50	1,180	1,592	1,007	105	1,206	1,652	1,021
105	1,181	1,591	1,005	165	1,207	1,651	1,019
195	1,182	1,588	1,002	250	1,208	1,649	1,016
225	1,183	1,588	1,001	290	1,209	1,648	1,014
250	1,183	1,587	1,000	350	1,209	1,647	1,012
290	1,184	1,586	1,000	450	1,211	1,644	1,008
				500	1,212	1,643	1,007
				650	1,213	1,638	1,001

**Эффективность СУЗ, коэффициенты реактивности и нейтронный поток в реакторе с  $UO_2$ -топливом**

При анализе АЗ с топливом  $UO_2$  рассматривались следующие состояния: 1) работа при номинальной мощности; 2) выход на минимально контролируемый уровень (МКУ) мощности – нагрев теплоносителя до температуры  $\approx 290$  °С; 3) залив холодной водой с температурой 20 °С при всех «свежих» ТВС; 4) добавление гадолиния гомогенно во все твэлы ЦЗ в количестве  $\sim 100$  мг/см<sup>3</sup>; 5) естественное содержание  $B^{10}$  в  $B_4C$  и 6) 80 %-ное его обогащение. Результаты выполненных расчетов для различных состояний реактора приведены в табл. 5.

Таблица 5

**Расчетные значения  $K_{эфф.}$  для варианта с топливом  $UO_2$  при различных состояниях реактора**

Состояние	$N_{ном.}$	МКУ	$t_f = 20$ °С	В ЦЗ Gd	В ПЗ СУЗ $B_{вст}$	В ПЗ СУЗ В 80 % обогащение
$K_{эфф.}$ ( $\Delta K$ , %)	1,009	1,018	1,205	1,105	$\Delta K$ 1 СУЗ = 0,161 %	$\Delta K$ 1 СУЗ = 0,2556 %

Добавка гадолиния позволяет снизить надкритичность реактора при заливе холодной водой, а в рабочих состояниях гадолиний не выгорает как поглотитель в быстром спектре нейтронов. Расчеты показывают, что при наличии гадолиния в ЦЗ, если размещать по одному поглощающему стержню СУЗ в ТВС и только в ПЗ, то нужно  $\sim 50$  шт. (при обогащенном боре) и  $\sim 87$  шт. при естественном боре в  $B_4C$  для перевода реактора залитого холодной водой в подкритическое состояние с  $K_{эфф.} \approx 0,98$ .

Максимальный поток быстрых нейтронов ( $E \geq 0,11 \text{ МэВ}$ ) для ТВС ЦЗ составляет  $\sim 4 \cdot 10^{14} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$ . За четыре календарных года эксплуатации ТВС с  $\text{UO}_2$  при 280 эфф. суток в году, максимальный флюенс быстрых нейтронов составит  $4 \cdot 10^{22} \text{ н/см}^2$ , что будет соответствовать повреждающей дозе  $\approx 20 \text{ сна}$ . Максимальный флюенс нейтронов на корпус реактора ВВЭР-СКД-30 с внутренней стороны за 50 лет будет составлять  $\approx 2,5 \cdot 10^{21} \text{ н/см}^2$ , что примерно соответствует условиям реакторов ВВЭР.

#### Топливный цикл для ТВС с ОЯТ и оружейным плутонием

Рассматривалась композиция топлива  $(\text{U} + \text{Pu}^{\text{ор}})\text{O}_2$  из ОЯТ ВВЭР после глубокого выгорания около 45 МВт-сут/кг т.а., обогащенного оружейным плутонием. Доля оксида оружейного плутония  $\epsilon_{\text{ор}}$ , состоящего из  $\sim 90 \% \text{ Pu}^{239}$ , равна 22,3 %. Суммарное обогащение по делящимся ядрам составляет примерно 20 %.

Получено, что длительность топливного цикла для ТВС с ОЯТ и оружейным плутонием равна  $4 \times 250$  эфф. суток при частичных перегрузках и 550 эфф. суток при кампанийских перегрузках. Зависимости расчетных  $K_{\text{эфф}}$ , максимальных  $K_q$  и  $K_v$  от времени выгорания для указанных видов перегрузок от времени выгорания приведены в табл. 6.

Таблица 6

#### Зависимость $K_{\text{эфф}}$ , максимальных $K_q$ и $K_v$ от времени выгорания для ТВС с $(\text{U} + \text{Pu}^{\text{ор}})\text{O}_2$

Частичные перегрузки				Кампанийские перегрузки			
Время, сут	$K_{\text{эфф}}$	$K_q$	$K_v$	Время, сут	$K_{\text{эфф}}$	$K_q$	$K_v$
00	1,223	1,607	1,014	0	1,260	1,687	1,039
30	1,223	1,606	1,012	50	1,260	1,683	1,035
50	1,223	1,604	1,010	110	1,260	1,679	1,031
90	1,223	1,602	1,008	150	1,260	1,677	1,029
110	1,223	1,601	1,007	210	1,260	1,672	1,025
150	1,223	1,598	1,004	250	1,260	1,670	1,022
170	1,223	1,597	1,003	300	1,260	1,666	1,019
210	1,222	1,594	1,001	350	1,259	1,662	1,015
230	1,222	1,593	1,001	400	1,259	1,659	1,012
250	1,222	1,592	1,000	450	1,258	1,655	1,009
				550	1,257	1,648	1,003

#### Топливный цикл для ТВС с ОУ, обогащенного энергетическим плутонием

Рассматривалась композиция, состоящая из ОУ, обогащенного энергетическим плутонием с содержанием  $\text{Pu}^{239}$  около 60 %. Матрицей для топлива с энергетическим плутонием принимался оксид из обедненного урана с остатками  $\text{U}^{235} X_5 = 0,2 \%$ . При этом варианте топлива для выравнивания поля энерговыделения используются три зоны с содержанием доли  $\epsilon_{\text{PuO}_2} = 17,5$  и  $25,0 \%$  в ЦЗ и с  $\epsilon_{\text{PuO}_2}$ , равном 35 % – в ПЗ.

Длительность кампании ТВС с  $(\text{U} + \text{Pu}^{\text{эн}})\text{O}_2$  при частичных перегрузках равна  $4 \times 260$  эфф. суток. При кампанийских перегрузках она составляет 750 эфф. суток.

Зависимость расчетных  $K_{\text{эфф}}$ , максимальных  $K_q$  и  $K_v$  от времени выгорания для указанных видов перегрузок даны в табл. 7. Обобщенные результаты расчетов топливных циклов для рассмотренных трех типов топливных композиций приведены в табл. 8.

Потоки нейтронов быстрых энергий в центре АЗ равны для ВВЭР-СКД-30  $5,18 \cdot 10^{14} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$  ( $E \geq 0,11 \text{ МэВ}$ ) и полный поток  $\phi = 8,85 \cdot 10^{14} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$  ( $E \geq 4 \text{ эВ}$ ). Для сравнения максимальные потоки нейтронов в реакторе ВВЭР-СКД составляют 6,14 ( $E \geq 0,11 \text{ МэВ}$ ) и 12,0 ( $E \geq 4 \text{ эВ}$ )  $\cdot 10^{14} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$ .

Таблица 7

**Зависимость  $K_{эфф}$ , максимальных  $K_q$  и  $K_v$  от времени выгорания для ТВС с  $(U + Pu^{239})O_2$**

Частичные перегрузки				Кампанейские перегрузки			
Время, сут	$K_{эфф}$	$K_q$	$K_v$	Время, сут	$K_{эфф}$	$K_q$	$K_v$
0	1,228	1,638	1,017	0	1,197	1,611	1,051
30	1,226	1,633	1,015	50	1,195	1,604	1,047
50	1,225	1,630	1,014	100	1,193	1,598	1,043
110	1,222	1,622	1,010	200	1,189	1,585	1,036
190	1,219	1,611	1,005	300	1,183	1,572	1,029
210	1,218	1,608	1,003	350	1,184	1,566	1,026
280	1,215	1,599	0,999	450	1,180	1,555	1,019
				500	1,179	1,549	1,016
				600	1,175	1,538	1,010
				750	1,171	1,522	1,000

Таблица 8

**Сравнительные характеристики топливных циклов для реактора ВВЭР-СКД-30 с тремя типами топлива**

Характеристики	UO <sub>2</sub>	(U + Pu <sup>239</sup> )O <sub>2</sub>	(U + Pu <sup>238</sup> )O <sub>2</sub>
Начальная загрузка (U + Pu) в АЗ при всех «свежих» ТВС, кг	1728,4	1159,7	1139,2
Начальная загрузка делящихся изотопов U <sub>5</sub> + Pu, кг	345,7	236,12	230,9
Среднее обогащение делящимися изотопами, %	20	20,36	20,27
Длительность кампании ТВС, эфф. сут при частичных перегрузках при кампанейских перегрузках	4×270 650	4×250 550	4×260 750
Энерговыработка средняя/максимальная в выгружаемых ТВС, МВт-сут/кг т.а.	19/27,2	29,6/36,7	32,3/43,3
Запас реактивности по кампании, % частичные/кампанейские перегрузки	0,93/2,54	1,38/3,93	1,73/5,09
Максимальные за кампанию значения коэффициентов неравномерности энерговыделения $K_q/K_v$ частичные перегрузки кампанейские перегрузки	1,18/1,59 1,20/1,65	1,22/1,60 1,26/1,69	1,22/1,63 1,20/1,61
Загрузка делящихся изотопов, кг/год (календарный)	91,67	58,62	57,3
Выгрузка делящихся изотопов, кг		52,76	
Коэффициент воспроизводства, ЦЗ/ПЗ		0,904/0,89	
Максимальный поток нейтронов, ·10 <sup>14</sup> н/см <sup>2</sup> ·с быстрых ( $E \geq 0,11$ МэВ) / полный ( $E \geq 4$ эВ)	3,91/6,63	5,83/9,87	5,18/8,85
Максимальная повреждающая доза на оболочке твэла, сна	18	26	23
Максимальная температура оболочки твэла, °С	630	650	650

## СХЕМА ТЕПЛОТВОДА ЯЭУ С РЕАКТОРОМ ВВЭР-СКД-30

Принципиальная схема ЯЭУ с ВВЭР-СКД-30, включающая в себя канал системы аварийного отвода тепла с подключением через промежуточный теплообменник, представлена на рис. 2. Передачу тепла от АЗ реактора к конечному поглотителю тепла (воздушной атмосфере) предусматривается выполнять по трехконтурной схеме. При этом предполагает-



ся использовать двухпетлевую компоновку первого и второго контуров, в которых теплоносителем является соответственно вода, СКД и вода более низкого давления. В третьем контуре используется вода, прокачиваемая через градирню, где тепло отдается воздуху.

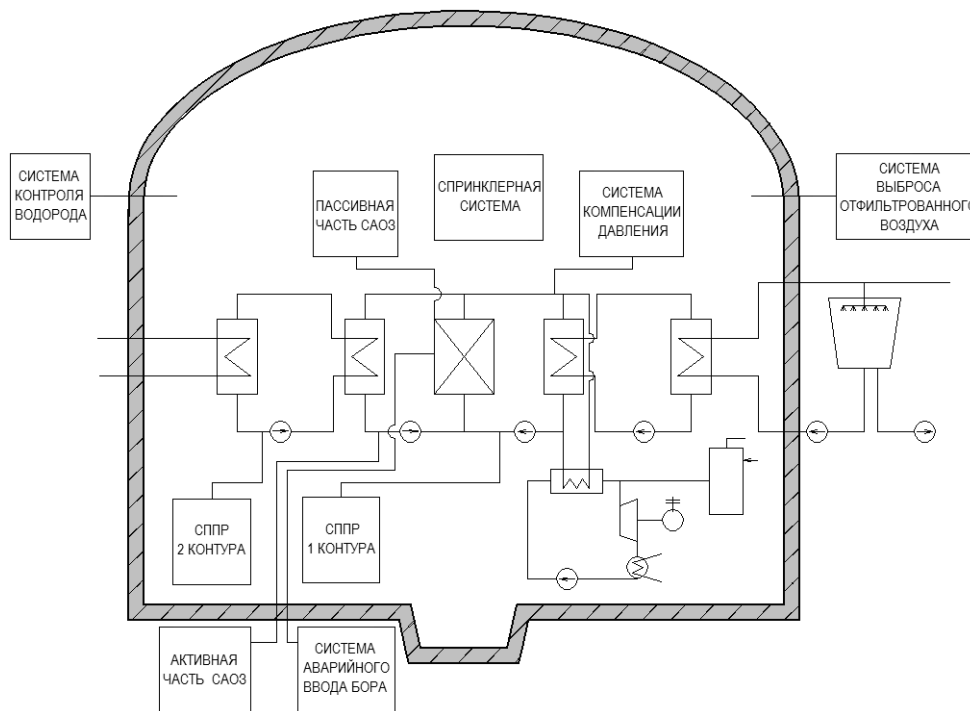


Рис. 2. Принципиальная схема ЯЭУ с экспериментальным реактором ВВЭР-СКД-30 (САОЗ – система аварийного отвода тепла, СППР – система продувки и промывки)

Каждая петля первых двух контуров должна включать в себя главный центральный насос, циркуляционные трубопроводы с арматурой и компенсатор объема. Должна быть предусмотрена возможность подключения этих петель к промежуточному или штатному теплообменнику. Третий контур, включающий в себя насос и трубопроводы, подключается к воздушной градирне.

Для нормального функционирования и обеспечения безопасности реактора и основных контуров в составе ЯЭУ должны быть предусмотрены десятки схем, таких как СУЗ, системы очистки и химического контроля воды и др. Предусматривается возможность частичного отвода тепла от первого контура путем установки дополнительной петли вне реактора с теплоносителем  $\text{CO}_2$  и газовой турбиной.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчет топливных циклов экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 показывает, что оптимальным вариантом является использование МОХ-топлива на основе обедненного урана или ОЯТ, обогащенного оружейным или энергетическим плутонием. В результате обеспечивается более компактная конструкция АЗ, а также значения энергонапряженности и теплового потока с поверхности твэлов, близкие к характеристикам реактора большой мощности. В случае топлива из  $\text{UO}_2$  с обогащением 20 % габариты АЗ получаются в  $\sim 1,5$  раза больше, а энергонапряженность и тепловой поток в  $\sim 1,5$  раза меньше, чем для указанных выше типов топлива.

Для удобства компоновки АЗ предлагается использовать небольшие безчехловые ТВС, включающие в себя  $\sim$  по 19 твэлов. Примерно в половине ТВС от их общего количества вместо центрального твэла размещается трубка под поглощающий стержень СУЗ.

Для дистанционирования и улучшения теплосъема, особенно в ЦЗ, твэлы, возможно, нужно делать оребренными или с проволоочной навивкой. Максимальная температура оболочки твэла при этом не превысит 620 °С.

При заливе реактора холодной водой с температурой 20 °С возникает надкритичность ~ 20 %. Половину из этого запаса (~ 10 %) можно компенсировать гомогенным размещением в твэлах ЦЗ гадолиния в количестве ~ 100 мг/см<sup>3</sup>. Вторую половину можно компенсировать за счет СУЗ, размещая по одному поглощающему стержню с обогащенным бором в центре примерно половины ТВС от их общего количества.

В качестве способа перегрузок ТВС предпочтительнее применять кампанейские перегрузки, так как это сокращает время и количество радиационно опасных работ.

Максимальные потоки нейтронов в центре АЗ ВВЭР-СКД-30, а также повреждающая доза на оболочке твэла получаются на ~ 10 % меньше, чем в реакторе большой мощности. В результате в экспериментальном реакторе можно будет устанавливать один или два канала для ресурсных испытаний различных типов топлив и материалов оболочек твэлов. Максимальный флюенс нейтронов на корпус ВВЭР-СКД-30 примерно соответствует флюенсу на корпусе реакторов ВВЭР.

Максимальная повреждающая доза на разделительной выгородке составляет ~ 15 сна за пять календарных лет и ~ 150 сна за 50 лет. Возможно выгородка не будет заменяться в течение всего срока службы реактора. Реактор ВВЭР-СКД-30 можно сконструировать модульного типа с заменой после отработки одного модуля АЗ на другой, отличающийся как по спектру нейтронов, так и по схеме охлаждения.

Так как рассмотренные проблемы являются общими для реакторов с тепловым или быстрым спектром нейтронов, то проект экспериментального реактора может быть реализован в рамках международного сотрудничества.

### Литература

1. Кириллов П.Л. Переход на сверхкритические параметры - путь совершенствования АЭС с водоохлаждаемыми реакторами // Теплоэнергетика. - 2001. - № 12. - С. 6-10.
2. GIF and Generation IV / URL: [www.gen-4.org/PDFs/GIF-Overview.pdf](http://www.gen-4.org/PDFs/GIF-Overview.pdf)
3. Bilbao Y Leon S., Choi J.-H., Cleveland J., Aksan N. Status of the IAEA Coordinated Research Project on heat transfer behavior and thermo-hydraulics code testing for supercritical water cooled reactors // Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13). - Kanazawa City, Japan. - September 27 - October 2, 2009. - Paper No. 13P1319.
4. Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шаповалов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Атомная энергия. - 2004. - Т. 96. - Вып. 5. - С. 374-380.
5. Никитенко М.П., Рыжов С.Б., Мохов В.А. и др. Корпусные реакторы со сверхкритическими параметрами пара. Конструкторские и схемно-режимные проработки РУ 4-го поколения ВВЭР-СКД // Труды международного семинара: Вода и пар сверхкритических параметров в атомной энергетике: проблемы и решения. - М.: НИКИЭТ, 2008.
6. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухфазной схеме движения теплоносителя // Атомная энергия. - 2006. - Т. 100. - Вып. 5. - С. 349-355.
7. Семченков Ю.М., Сидоренко В.А. Перспективы развития АЭС ВВЭР // Теплоэнергетика. - 2011. - № 5. - С. 2-9.
8. Глебов А.П., Клушин А.В. Сравнительный анализ физических характеристик реактора ВВЭР-СКД при одно- и двухфазной схеме движения теплоносителя / Препринт ФЭИ-3110. - Обнинск, 2007.
9. Глебов А.П., Клушин А.В. Тепловой реактор с уран-плутоний-ториевым топливным циклом, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухфазной схеме движения теплоносителя // Атомная энергия. - 2009. - Т. 106. - Вып. 5. - С. 243-249.
10. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В. Использование реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления - ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле // Сб. тезисов VII Международной научно-технической конференции: Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики. - Подольск, 2010, С. 381-383.

Поступила в редакцию 04.02.2013

(Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 9 titles.

The calculation studies on VVER-1000 fuel composition when multiple plutonium and uranium recycling along with medium enriched uranium feeding (REMIX-fuel) were made. The calculation results of natural uranium consumption, separation work, minor actinide accumulation, and the dose rates of FAs with fresh fuel are given. A comparison between VVER-1000 types reactors fuelled with different fuels ( $\text{UO}_2$ , REMIX, MOX) on characteristics indicated above was performed.

#### УДК 621.039.54

*Investigations on justification and development of concept of direct-steam NPP with water cooled reactor at supercritical parameters with fast resonance spectrum \ Glebov A.P., Klushin A.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 10 pages, 8 tables, 2 illustrations. – References, 10 titles.*

The features of experimental reactor WWER-SCD-30 cooled by water of supercritical parameters ( $P = 25 \text{ MPa}$ ,  $t = 540 \text{ }^\circ\text{C}$ ), with power of 30 MWt are considered. This reactor is characterized by fast resonance neutron spectrum and two-pass coolant flow scheme. Physical characteristics of WWER-SCD-30 calculated for three types of fuel are given. The first of them is based on  $\text{UO}_2$  with  $\sim 20 \%$  enrichment. The two other fuel types are from depleted uranium enriched by weapon or commercial plutonium. Application of small fuel assemblies without sheath that consist of  $\sim 19$  fuel pins in each is provided. Calculated data on fuel cycles with these fuel types including values of  $K_{ef}$  and maximum power density distribution form factor  $K_q$  – on fuel assembly and  $K_v$  – throughout the reactor core volume in dependence of burning up duration are presented. The heat removal scheme of NPP with WWER-SCD-30 reactor is discussed. The maximum temperature on the fuel pin cladding is not higher than  $620 \text{ }^\circ\text{C}$ .

#### УДК 621.039.516

*Stochastic theory for zero-power nuclear reactors. Part 1. Physical and mathematical models \ Volkov Yu.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages. – References, 16 titles.*

Stochastic theory built for zero-power nuclear reactors. The equations were obtained for the multidimensional generating and characteristic functions describing the probabilistic behavior in time branching process with several types of particles and migration. Branching process is a mathematical model of in neutron multiplication assumed in a nuclear reactor with an external neutron source.

#### УДК 621.039.55

*Calculations in support of MIR research reactor conversion to low-enriched fuel \ Izhutov A.L., Maynskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Fedoseev V.E.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 5 tables, 8 illustrations. – References, 6 titles.*

The paper presents the results of the calculations in support of MIR reactor conversion to low-enriched uranium fuel (LEU fuel). There were two LEU fuel types with 19.7% enrichment studied based on uranium dioxide and U9%Mo alloy. The neutron-physical and thermal-hydraulic calculations show that there is a slight decrease (4-6%) of fast neutron fluence on the experimental fuel element claddings during the conversion as well as a significant decrease of the annual consumption of FAs (30-33%) and  $^{235}\text{U}$  (8-12%). However, the total uranium consumption increases by approximately 4 times. The results also show that the conversion to LEU fuel does not degrade the safe operation criteria (performance of the control and safety rods, departure from nuclear boiling, heat exchange crisis, etc.). It is concluded that the conversion of the MIR research reactor to LEU-fuel is feasible in principle with insignificant changes of the reactor experimental capabilities.