

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ – ВВЭР-СКД В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

Ю.Д. Баранаев*, А.П. Глебов*, А.В. Клушин*, В.Ф.Украинцев**

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

***Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*



Рассмотрены особенности нейтронной физики, теплогидравлики и конструкции реакторов на сверхкритических параметрах воды с тепловым и быстрым спектрами нейтронов (ВВЭР-СКД).

Показано, что реакторы с тепловым спектром нейтронов имеют коэффициент воспроизводства $K_B \approx 0,7$, что позволяет сократить расходы природного сырья примерно в два раза (по сравнению с ВВЭР-1000).

В реакторе с быстрорезонансным спектром нейтронов коэффициент воспроизводства выше и достигает 0,9–0,95. Таким образом, реактор на СКД может работать практически на самообеспечении топливом.

В реакторах ВВЭР-СКД с эпитепловым и быстрорезонансным спектрами нейтронов может эффективно использоваться торий в смешанном или в чисто ториевом цикле, без каких либо изменений в конструкции твэлов. При этом могут быть решены проблемы экономической эффективности, замкнутого топливного цикла и ядерной безопасности.

Ключевые слова: водо-водяной реактор, сверхкритические параметры воды, конструкция реактора, двухходовая схема охлаждения, коэффициент воспроизводства, ториевый топливный цикл.

Key words: pressurised water reactor, supercritical water, reactor design, two pass water cooling scheme, conversion ratio, thorium fuel cycle.

Водоохлаждаемые реакторы при сверхкритическом давлении (СКД) теплоносителя рассматриваются в качестве перспективы развития технологии водоохлаждаемых энергетических реакторов, имеющей многолетний практический опыт, являются одним из шести направлений, разрабатываемых по международной программе Generation-IV, в соответствии с которой их внедрение предполагается к 2030 г.

Привлекательными особенностями этих реакторов, по сравнению с используемыми в настоящее время реакторами с водой под давлением и кипящими реакторами, являются

- простая тепловая схема (перегретый пар непосредственно из реактора идет на турбину), что исключает большое количество дорогостоящего оборудования (парогенераторы, насосы, трубопроводы, арматура второго контура) и приводит к снижению металлоемкости на ~60%;

© Ю.Д. Баранаев, А.П. Глебов, А.В. Клушин, В.Ф.Украинцев, 2010

- высокие параметры пара (давление ~25 МПа, температура 535–545°C) и одноконтурная схема позволят получить к.п.д. установки ~44%;

- сокращение необходимого количества теплоносителя в активной зоне позволяет размещать ТВЭЛы в тесных решетках, за счет чего реактор будет иметь быстрый спектр нейтронов с коэффициентом воспроизводства (КВ) около единицы.

По программе Generation-IV в международной кооперации ряда зарубежных стран разрабатывается концепция реакторов SCWR (Super Critical Water Reactor) с тепловым и быстрым спектрами нейтронов [1, 2].

В России имеются определенные научные заделы и проектные разработки по технологии водоохлаждаемых реакторов СКД, выполненные в предыдущие годы. В последнее десятилетие работы по корпусным реакторам на СКД проводились в рамках создания концепции реактора ВВЭР-СКД [3, 4].

В двухтысячных годах была разработана «Концепция РУ ВВЭР-СКД», в которой рассмотрены варианты активной зоны с тепловым и быстрым спектрами нейтронов при одно- и двухходовой схемах теплоотвода. Были определены основные характеристики вариантов активных зон: мощность, параметры теплоносителя и т.п. Проводилось сравнение ныне используемых технологий ВВЭР и ВВЭР-СКД. В итоге (решение секции № 1 НТС Госкорпорации «Росатом» от 31.03.2010) были отмечены два перспективных направления развития технологии ВВЭР:

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

В работе представлены результаты расчетного анализа по использованию реактора ВВЭР-СКД с тепловым и быстрым спектрами нейтронов в замкнутом топливном цикле. Рассматриваются уран-плутониевые и уран-ториевые топливные загрузки.

В ряде работ [5–7] обосновывается использование для реактора ВВЭР-СКД двухходовой схемы охлаждения и отмечаются преимущества таких схем по сравнению с однокходовой. В данной работе рассматриваются варианты с использованием двухходовых схем охлаждения.

РЕАКТОР С ТЕПЛОВЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

Схема охлаждения ТВС

ТВС по радиусу предлагается разделить на две зоны – периферийную (ПЗ) и центральную (ЦЗ) – внутренним чехлом, снаружи топливная сборка без чехла. Периферийная зона ТВС охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. В низу активной зоны имеется общая камера смешения, где потоки теплоносителя из периферийных зон перемешиваются и поступают на вход в центральные зоны ТВС, которые охлаждаются при

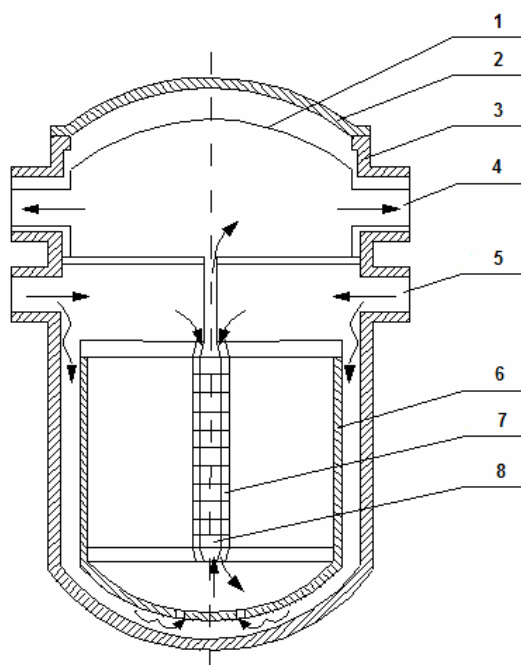


Рис. 1. Схема охлаждения реактора:
1 – теплоизоляция; 2 – крышка; 3 – корпус;
4, 5 – входной и выходной патрубки; 6 – шахта;
7, 8 – опускной и подъемный участки ТВС

движении теплоносителя снизу вверх. Пар на выходе из ТВС поступает в общий теплоизолированный паросборник и из него уже на выход из реактора (рис. 1, 2).

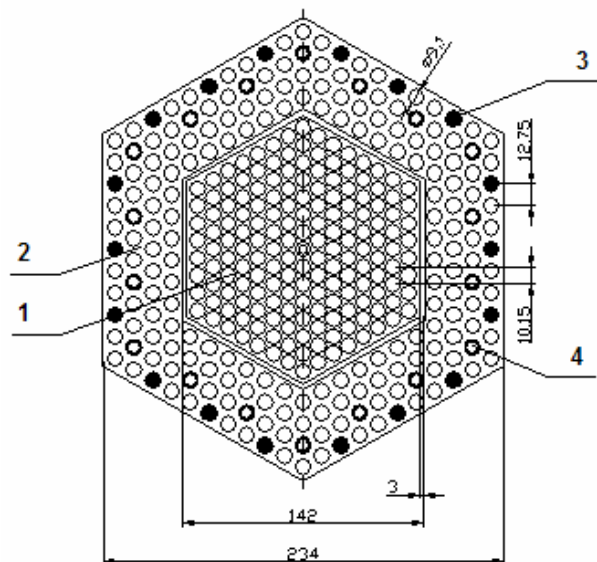


Рис. 2. Поперечное сечение ТВС: 1, 2 – по 168 твэлов в центральной и периферийной зонах; 3 – 18 твэлов с гадолиниевым поглотителем; 4 – 18 поглощающих стержней СУЗ

Основные характеристики активной зоны и ТВС

Мощность реактора:

тепловая / электрическая 2700/ 1200

Теплоноситель:

расход, м³/ч 6280

давление, МПа 25

Температура в реакторе, °С:

вход/выход 290/540

Активная зона:

высота/ $D_{\text{экв}}$, м 3,55/3,16

ТВС:

число 163

шаг размещения, см 23,6

ТВЭЛы:

	ЦЗ	ПЗ
число	168	186
шаг, мм	10,15	12,75
наружный диаметр, мм	9,1	9,1
толщина оболочки, мм	0,5	0,69
материал оболочки	ЭП-172	Zr-сплав
топливо	(U-Pu)O ₂	UO ₂
эффективная плотность топлива, г/см ³	9,3	9,3
обогащение ⁵ U/ ⁹ Pu, % по массе	7,0	6

Температура теплоносителя в камере смешения предполагается равной 385°С (близкой к псевдокритической точке). Наличие камеры смешения будет способствовать частичному осаждению в ней продуктов коррозии и уменьшению их выноса во внешний контур.

Конструкция и размер корпуса, поперечное сечение ТВС, размер «под ключ», шаг размещения и число ТВС в активной зоне приняты такими же, как в ВВЭР-1000. Топливо в твэлах периферийной зоны – оксид урана обогащением 6%, центральной – смешанное на основе ОЯТ ВВЭР с добавкой оружейного плутония, рассматриваются также топливные загрузки с использованием тория. Плотность оксида оружейного плутония составляла 0.7 г/см^3 , и состав плутония: 92% – ^{239}Pu , 7% – ^{240}Pu , 1% – ^{241}Pu .

В расчетной модели ТВС ЦЗ и ПЗ по высоте разбиваются на семь подзон с изменением средних параметров теплоносителя, температуры топлива и оболочки твэла (табл. 1).

Таблица 1

Изменение теплогидравлических параметров по высоте от низа ТВС

Параметр	Слой						
	1-й	2-й	3-й	4-й	5-й	6-й	7-й
Периферийная зона							
Температура, °С							
топлива	600	700	720	740	680	620	460
оболочки твэла	395	405	407	410	400	350	320
теплоносителя	384	382	373	350	320	300	290
Плотность теплоносителя, г/см^3	0,33	0,4	0,52	0,62	0,7	0,74	0,76
Центральная зона							
Температура, °С							
топлива	600	720	900	1030	1100	1100	800
оболочки твэла	390	415	430	460	520	560	580
теплоносителя	386	388	392	400	425	525	535
Плотность теплоносителя, г/см^3	0,3	0,265	0,22	0,17	0,125	0,09	0,085

Толщина слоев с 1 по 6 – 50 см, с 7-го – 55 см.

Для уменьшения всплеска энерговыделения на границе центральной зоны с периферийной обогащение топлива в двух последних рядах твэлов в центральной зоне принято в 1,5 раза меньше, чем в остальных твэлах. При этом максимальная неравномерность энерговыделения твэлов в ТВС составляет $q_r = 1,2$.

Для выделенных трех энергетических областей ($10 \text{ МэВ} \geq E \geq 0,1 \text{ МэВ}$ – быстрые, $0,1 \text{ МэВ} > E > 1,01 \text{ эВ}$ – резонансные и $E \leq 1,01 \text{ эВ}$ – тепловые) рассчитано число нейтронов деления ($\epsilon_{\text{дел}} = \nu_f \Sigma_f \phi$) в долях их общего числа для верхнего и нижнего участков ТВС (рис. 3). Как видно из рисунка, преимущественную роль в активной зоне играет деление на тепловых нейтронах (около 56% делений в начале кампании и 58% – в конце).

Топливный цикл

Нейтронно-физические расчеты реактора проводились с помощью программного комплекса WIMS-ACADEM, разработанного для трехмерной гексагональной геометрии, в пятигрупповом приближении. Были выделены три группы быстрых и по одной группе резонансных и тепловых нейтронов. Нижние энергетические границы групп 1,35, 0,111 МэВ, 9,12 кэВ, 4 эВ, 0. Групповые константы для каждой подзоны реактора рассчитывали в зависимости от глубины выгорания по модифицированной программе WIMS-4D.

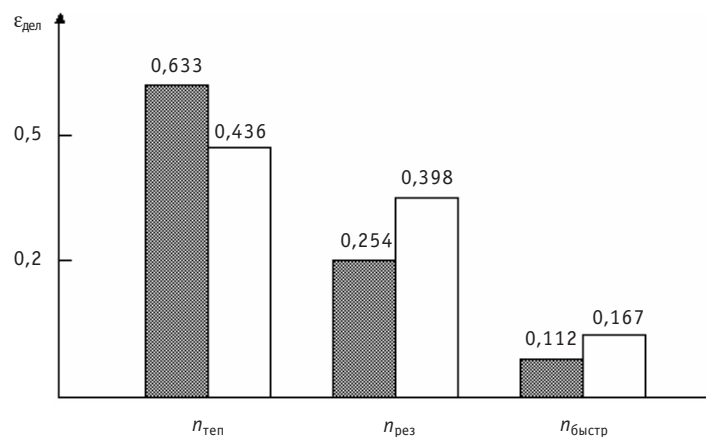


Рис. 3. Относительный вклад нейтронов различных энергетических групп в суммарное число делений в верхнем (■) и нижнем (□) участках ТВС

Для реактора был выбран четырехкратный топливный цикл с частичными перегрузками ТВС один раз в течение календарного года. Для уменьшения флюенса быстрых нейтронов на корпус принята схема перегрузок с установкой ТВС последнего года выгорания на периферию активной зоны. Для выравнивания энерговыделения по высоте активной зоны в двух нижних зонах на периферии ТВС нет гадолиния. Наряду с полным числом твэлов в ПЗ рассматривался вариант, в котором в нижней зоне вместо топлива в 18-ти твэлах размещен $\text{ZrH}_{1,8}$, наличие которого способствует выравниванию энерговыделения, а уменьшение количества топлива не привело к снижению кампании.

Расчеты с учетом движения органов СУЗ и теплогидравлики проводили при номинальной мощности с выходом на стационарный режим перегрузок, на минимально контролируемом уровне мощности, при котором вся активная зона заполнена питательной водой с температурой 290°C , давлением 25 МПа, при заливе всего реактора холодной водой при 20°C и давлении 10^{-5} МПа. Для указанных расчетных состояний получена начальная реактивность, требуемое число ТВС СУЗ для компенсации и вывода реактора в подкритическое состояние с $K_{\text{эф.}} = 0,98$ (табл. 2).

При учете перемещения органов СУЗ увеличиваются коэффициенты неравномерности энерговыделения ($K_v^{\text{MAX}} \leq 2,8$). Кампания ТВС при полностью извлеченных органах СУЗ равна 4×315 эф.сут при средней энерговыработке ТВС 46 МВт·сут/кг (т.я.).

В результате расчетов получены высотное распределение температуры теплоносителя, оболочки и топлива для всех ТВС. Максимальная за кампанию темпера-

Таблица 2

Реактивность $\Delta K\%$ (абс.) и требуемое число ТВС СУЗ для ее компенсации при различных состояниях реактора с уран-плутоний-ториевым топливом

Топливный цикл	Номинальная мощность	Минимально контролируемый уровень	Залив холодной водой
(U-Pu)	4,6	9,8	13,5
	42	66	120
Pu-Th	4,897	8,98	13,73
	42	48	78
Th	5,35	12,38	16,61
	44	68	110

тура теплоносителя, оболочки и топлива составляет 560, 589, и 1150°C соответственно, расхождение в температуре теплоносителя на выходе из ТВС 510–560°C, на выходе в камеру смешения из периферийных зон ТВС – 372–410°C.

Поскольку на периферию активной зоны ставятся ТВС последнего года выгорания, их мощность примерно в два раза меньше средней. Для выравнивания выходной температуры вводится дросселирование расхода, т.е. уменьшение расхода примерно в два раза от среднего. Расчеты проводили без учета отклонения параметров реактора (мощности, расхода, давления и др.) от номинальных. Если принять эти отклонения такими же, как в ВВЭР-1000, то по предварительным оценкам их учет приведет к увеличению максимальной температуры теплоносителя и оболочки примерно на 50°C. Следует также учесть возможные в процессе эксплуатации деформации в решетке твэлов и ТВС – «горячие пятна», которые могут увеличить выходную температуру примерно на 40°C. Таким образом, температура оболочки может достигать 680°C, что допустимо для жаропрочной коррозионно-стойкой стали и подтверждено практикой работы перегревателей каналов БАЭС.

Реактор с ториевым топливным циклом

Сокращение объемов природного сырья и, в конечном итоге, переход к самообеспечению топливом является актуальной задачей для перспективных реакторов со сверхкритическим давлением водяного теплоносителя как с уран-плутониевым, так и с уран-ториевым топливом. Однако в реакторе с торием стремление к увеличению $K_B \approx 1$ при переходе к тесной решетке твэлов и быстрому спектру сталкивается с трудно решаемой проблемой – росту реактивности при заливе холодной водой. Как показали предварительные расчеты, в этом режиме из-за высокой эффективности делений ^{233}U в тепловой области возникает большая надкритичность (более 30%), с которой трудно справиться штатными средствами СУЗ, а введение жидкого бора из-за небольшого количества теплоносителя в активной зоне неэффективно.

Возможно, для вовлечения тория в топливный цикл будет более приемлемым переход к эпитепловому спектру нейтронов, при котором обеспечивается K_B 0,7–0,8.

Для удобства сравнения топливных циклов (уран-плутониевого и уран-ториевого топлива) характеристики активной зоны, конструкция ТВС, твэлов приняты такими же, как в варианте с (U-Pu)-топливом. Были рассмотрены два варианта топливной загрузки: в центральной зоне ТВС – смешанное топливо на основе оружейного плутония, в периферийной – $(^{233}\text{U}+\text{Th})\text{O}_2$ и чисто ториевый цикл, топливо $(^{233}\text{U}+\text{Th})\text{O}_2$ в обеих зонах. Плотность тория принималась 0,95 от теоретической, как в предыдущем варианте, в периферийной зоне ТВС располагаются 18 поглощающих стержней СУЗ с отличием только в обогащении ^{10}B до 80% и 18 твэлов с плотностью гадолиния 0,3 г/см³.

Состав урана в (U+Th) O_2 -топливе принят равным (% по массе): ^{232}U 0,1, ^{233}U 78, ^{234}U 21,1, ^{235}U 0,77, ^{236}U 0,03, что примерно соответствует составу топлива бланкетов быстрых реакторов. Обогащение ^{233}U принято равным 6% в твэлах обеих зон.

Как и ранее, в расчетной модели ТВС центральной и периферийной зон по высоте разбивались на семь подзон (см. табл. 1) с изменением параметров теплоносителя, температуры топлива и оболочек твэла. Расчеты топливного цикла проводились без учета СУЗ и обратных связей по изменению теплогидравлических параметров.

Расчеты эффективности СУЗ проводились при $N = N_n$ с выходом на стационарный режим перегрузок на начало кампании. В таблице 2 приведены полученные в указанных расчетных состояниях величины начального запаса реактивности и требуемое количество ТВС СУЗ для его компенсации и вывода реактора в подкритическое состояние с $K_{эфф} = 0,98$.

Коэффициент воспроизводства, определяемый как отношение количества ядер делящихся изотопов в выгружаемых ТВС к их начальному значению, определяется отдельно для центральной, периферийной зон и усредненный по всем выгружаемым ТВС.

Основные характеристики уран-плутоний-ториевого топливного цикла приведены в табл. 3.

Оценка затрат тория приведена без учета затрат на облучение в бланкетах и получение топлива требуемого обогащения.

Таблица 3

Основные характеристики уран-плутоний-ториевого топливного цикла

Наименование	U+Pu	Pu+Th	Th
Начальная загрузка, т	86,00	87,92	88,97
Начальная загрузка делящихся изотопов $Pu/^{235(233)}U$, т	3,47/2,42	3,47/2,86	4,92
Загрузка делящихся $Pu + ^{235(233)}U$ в одну ТВС, кг	35,12	38,85	30,22
Кратность перегрузок	4,66	4,66	4,66
Реактивность, %	4,6	4,9	5,35
Длительность межперегрузочного интервала, эфф.сут	315	355	290
Обогащение топлива $Pu/^{235(233)}U$, %	7/6	7/6	6
Энерговыработка, МВт·сут/кг тяж.ат			
средняя	46,0	51,8	43,2
максимальная	57,9	67,6	57,7
Максимальные за кампанию коэффициенты неравномерности энерговыделения K_d/K_v	1,55/2,45	1,49/2,31	1,39/1,88
Загрузка, делящая изотопы, т/год	1,440	1,398	1,331
Выгрузка, делящая изотопы, т/год	1,051	1,054	0,940
КВ центральная зона	0,90	0,93	0,92
периферийная зона	0,57	0,60	0,51
средний по активной зоне	0,73	0,754	0,706
Расход природного урана (тория), кг/МВт·сут	0,102	0,0475	0,0903

РЕАКТОР С БЫСТРОРЕЗОНАНСНЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

Схема охлаждения и основные характеристики реактора

Для реактора с быстрорезонансным спектром нейтронов предлагается использовать схему охлаждения, в соответствии с которой активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС (рис. 4).

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

Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках предлагается разделить при температуре $T \sim 385^\circ\text{C}$. В опускном участке теплоноситель будет нагреваться на 95°C , его плотность будет изменяться примерно в три раза. В подъемном участке подогрев теплоносителя составит 155°C , плотность изменится в 2,2

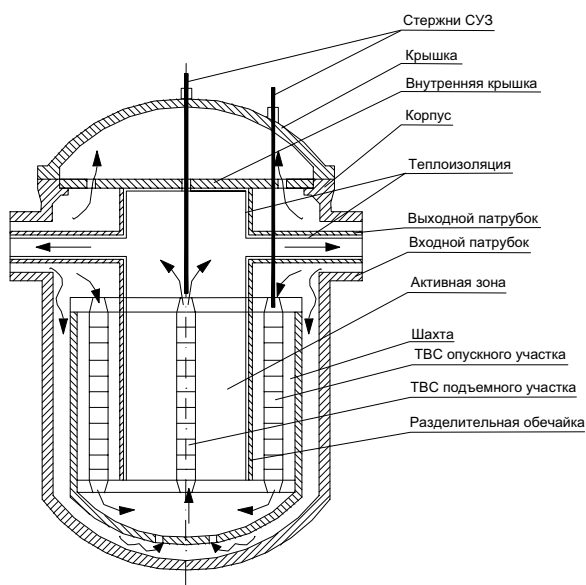


Рис. 4. Схема охлаждения реактора

В связи с уменьшением расхода теплоносителя (примерно в 10 раз по сравнению с ВВЭР) его скорость получается небольшая, затраты на перекачку незначительные (потери на трение составят $\sim 0,8$ МПа). При увеличении скорости теплоносителя в два раза повысится коэффициент теплоотдачи (в 1,7 раза), что приведет к снижению температуры оболочки твэла и улучшению его работоспособности.

Основные технические характеристики реактора

Мощность, МВт:

электрическая / тепловая	1700 / 3830
--------------------------	-------------

Теплоноситель:

давление, Мпа	25
температура на входе/выходе, °C	290/540

Высота/эквивалентный диаметр активной зоны, м	3,76/3,37
---	-----------

Число ТВС в активной зоне	241
---------------------------	-----

Топливный цикл

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.

В расчетной модели (рис. 5, 6) центральная и периферийная зоны по высоте разбивались на четыре подзоны с изменением средних параметров теплоносителя, температуры топлива и оболочки твэла, полученных из предварительных расчетов (табл. 4).

Для выделенных трех энергетических областей ($10 \text{ МэВ} \geq E \geq 0,1 \text{ МэВ}$ – быстрые нейтроны; $0,1 \text{ МэВ} > E > 1,01 \text{ эВ}$ – резонансные и $E \leq 1,01 \text{ эВ}$ – тепловые) получены относительные величины групповых потоков нейтронов и нейтронов деления ($\epsilon_{\text{дел}} = \nu_f \Sigma_f \phi$) (рис. 7) в долях от общего их значения для входного и выходного участков активной зоны.

раза. Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется мало, а изменяться он будет, главным образом, по радиусу, и в этом случае не потребуется 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 два раза и в два раза увеличивается скорость теплоносителя, которая становится равной $1,6 \text{ м/с}$ на входе в периферийную зону и примерно 15 м/с на выходе из активной зоны.

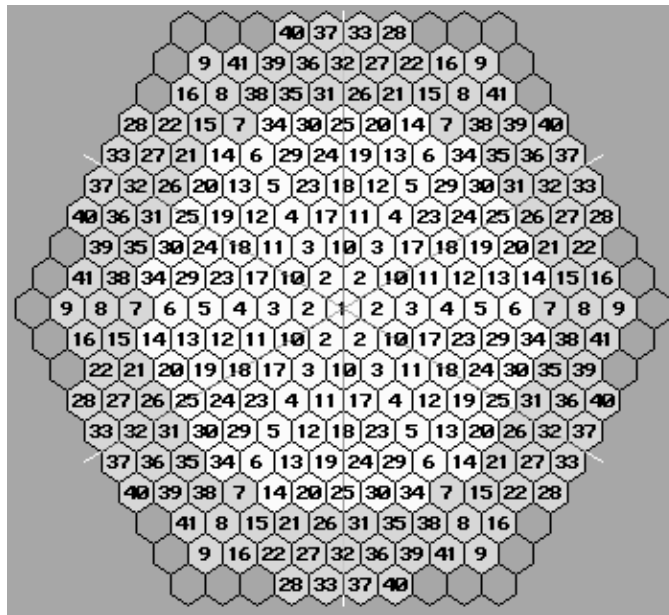


Рис. 5. Картограмма активной зоны

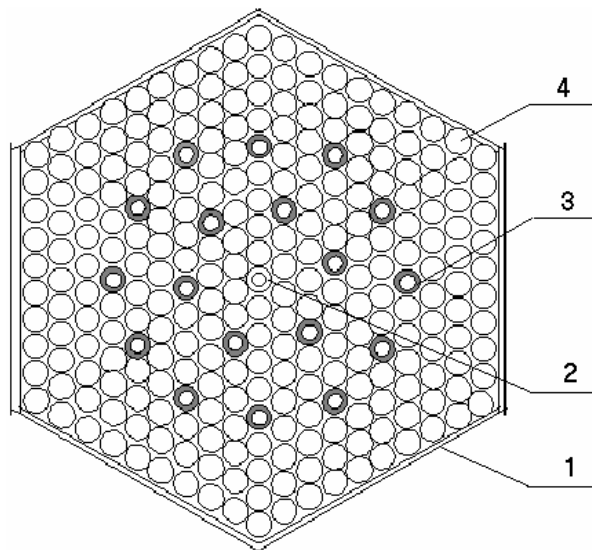


Рис. 6. Поперечное сечение ТВС: 1 – чехол толщиной 2,25 мм; 2 – центральная труба размером $\varnothing 10,7 \text{ мм} \times 1 \text{ мм}$; 3 – 18 направляющих каналов под ПЭЛ размером $\varnothing 10,7 \text{ мм} \times 0,55 \text{ мм}$; 4 – 252 твэла, оболочка размером $\varnothing 10,7 \text{ мм}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

Из приведенных результатов расчетов видно, что примерно 60% делений происходит на нейтронах промежуточной энергии, 30% делений – на быстрых, 10% – на тепловых нейтронах.

Эффективность органов СУЗ, коэффициенты реактивности и воспроизводства

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

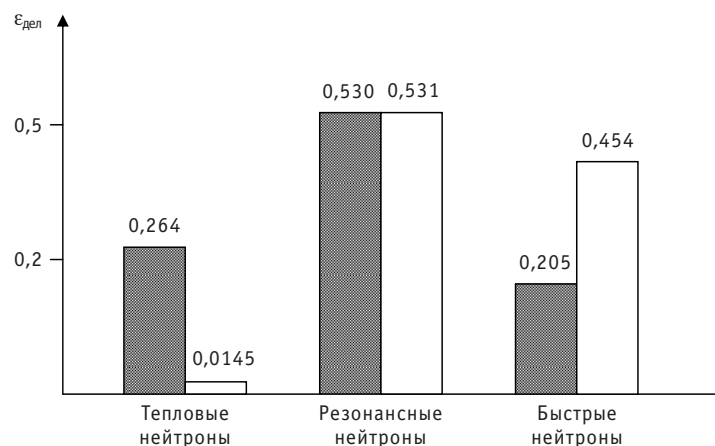


Рис. 7. Относительный вклад $\epsilon_{\text{дел}}$ нейтронов различных энергетических групп в суммарное количество делений на входном (■) и выходном (□) участках активной зоны для реактора с быстро-резонансным спектром нейтронов с СКД

Таблица 4

Изменение теплогидравлических параметров в расчетной модели ТВС по высоте активной зоны

Расстояние от низа активной зоны, см	Плотность теплоносителя, г/см ³	Температура, °C		
		Теплоносителя	Оболочки	Топлива
68 80 120 108	Периферийная зона			
	0,3	388	405	990
	0,45	370	385	860
	0,68	340	352	720
	0,76	290	300	600
68 80 120 108	Центральная зона			
	0,2	403	430	1000
	0,15	420	465	1050
	0,12	450	530	1100
	0,095	513	575	1080

Таблица 5

Реактивность $\Delta K\%$ (абс.)/требуемое число ТВС СУЗ для ее компенсации при различных состояниях реактора

Топливный цикл	$N = N_{\text{ном}}$	МКУ	Залив холодной водой	Обезвоживание
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
U-Th	3,45/47	23,12/156	32,45/205	-6,28/-2,32

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. 5).

Из данных табл. 5 следует, что при заливе холодной водой требуется разместить ТВС СУЗ в 216 ячейках из общего числа 241 ТВС (кроме 25 ТВС периферийного ряда). Очевидно, что 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 примерно в два раза.

Таблица 6

Основные характеристики реактора с U-Pu-Th-топливным циклом

Характеристика	U-Pu	Pu-Th	U-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	42,2/68,6	34,6/47,5
Максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения K_g/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
Расход природного урана (тория), кг/ МВт сут	0	0,026	0,06
Максимальные температуры теплоносителя/оболочки/топлива, °C	553/575/ 1140		

Основные характеристики реактора с U-Pu-топливным циклом приведены в табл. 6.

Коэффициент воспроизводства (КВ), определяемый как отношение суммарного количества делящихся ядер (⁵U + ⁹Pu + ⁴¹Pu) в выгружаемом и свежем топливе, составляет 1,013 в центральной, 0,853 в периферийной зонах и средний по реактору 0,933.

Максимальная температура оболочек для стали ЭП-172 при эксплуатации достигает 730°C.

Рассмотрена возможность увеличения КВ размещением ТВС бланкета из обедненного урана на границе раздела ЦЗ и ПЗ, а также вокруг активной зоны в отражателях боковом и торцевых. Из этих расчетов получено, что можно увеличить КВ до значений $K_B \leq 0,97$. Однако размещение бланкетов в реакторе с быстро-резонансным спектром нейтронов и с уменьшенной утечкой нейтронов из активной зоны неэффективно и приводит к существенному увеличению обогащения топлива и неравномерности энерговыделения в активной зоне.

Использование тория

Рассмотрена возможность использования тория в реакторе с быстро-резонансным спектром нейтронов.

Рассмотрены две топливные загрузки: смешанная (U+Pu) в центральной зоне и ($^{233}\text{U} + \text{Th}$) в периферийной и когда и в ЦЗ и в ПЗ находится ($^{233}\text{U} + \text{Th}$)-топливо.

Все размеры твэлов, ТВС и активной зоны приняты такими же, как и в первом варианте. Основное отличие только в том, что в зонах с ($^{233}\text{U} + \text{Th}$)-топливом в ПС СУЗ используется бор, обогащенный по B^{10} (до 80%). Расчеты проводились без учета движения СУЗ, их результаты приведены в табл. 5, 6.

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 компенсацией реактивности с помощью СУЗ при самом сложном режиме – заливе реактора холодной водой – требуется использование ПС с обогащенным бором, но даже и в этом случае в варианте с ($^{233}\text{U} + \text{Th}$)-топливной загрузкой требуется введение гадолиния.

Рассмотрен вариант, когда в 25% твэлов ЦЗ добавлен Gd в количестве 0,3 г/см³, который не выгорает в процессе кампании, а при заливе холодной водой используется как сильный поглотитель нейтронов. Гадолиний был добавлен во все твэлы ПЗ в количестве 15 мг/см³, который выгорает и способствует выравниванию энерговыделения в объеме активной зоны. В этом варианте при МКУ $K_{\text{эф}} = 1,111$ и требуется 83 ТВС СУЗ, а в холодном состоянии получено значение $K_{\text{эф}} = 1,195$ и требуется ~130 ТВС СУЗ, чтобы перевести реактор в подкритическое состояние с $K_{\text{эф}} = 0,98$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В активной зоне реактора ВВЭР-СКД с тепловым спектром нейтронов коэффициенты неравномерности с учетом движения СУЗ не превышают $K_v \leq 2,8$, температура теплоносителя на выходе не превышает 610°C, температура оболочки $\leq 680^\circ\text{C}$. Спектр нейтронов эпитепловой, при котором $K_B \approx 0,73$, что позволяет сократить расходы природного сырья при использовании наряду с топливом ВВЭР смешанного уран-плутониевого топлива примерно в два раза (по сравнению с ВВЭР-1000) и отрабатывать технологию для перехода к реакторам СКД теплоносителя с быстрым спектром нейтронов.

В реакторе с быстро-резонансным спектром нейтронов максимальные температуры теплоносителя и оболочки получаются на 10–15°C ниже, чем в варианте с эпитепловым спектром. Коэффициент воспроизводства здесь выше $K_B = 0,933$, а увеличение его за счет бланкетов невелико (до ~0,97). Если реактор использует ОЯТ реакторов ВВЭР, то для его подпитки нужно примерно 2,5 т промышленного плутония в год, а если он использует свой ОЯТ, то указанное дообогащение топлива составит ~160–200 кг. Таким образом, один быстрый реактор типа БН ($N_3 = 1200$ МВт) может обеспечивать промышленным плутонием два реактора ВВЭР-СКД ($N_3 = 1700$ МВт). Сочетание этих двух технологий обеспечивает замыкание топливного цикла и может сделать эффективной будущую атомную энергетику.

В реакторах ВВЭР-СКД с эпитепловым и быстро-резонансными спектрами нейтронов может эффективно использоваться торий в смешанном или в чисто ториевом цикле, без каких либо изменений в конструкции твэла (кроме топлива), ТВС, СУЗ и всего реактора. При этом могут быть решены проблемы экономической эффективности, замкнутого топливного цикла и обеспечена ядерная безопасность.

В целом, реактор ВВЭР-СКД удовлетворяет всем требованиям предъявляемым к водоохлаждаемым реакторам четвертого поколения.

Данная работа поддержана грантом № 02.740.11.0185 по ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России».

Литература

1. *Oka Y, Koshizuka S.* Design Concert Once-through Cycle Supercritical Pressure Light Water Cooled Reactors/Proc. of the First Intern. Symp. On Supercritical Water Cooled Reactors, Rep. 101. – 2000. – P. 1-22.
2. *Oka Yoshiaki.* Review of Temperature Water and Steam Cooled Reactor Concepts – The First International Symposium on Supercritical Water-cooled Reactors, Design and Technology [SCR-2000], Rep. № 104, November 6-9, 2000, The University of Tokyo, JAPAN.
3. *Долгов В.В.* Энергоблоки на основе ВВЭР с закритическими параметрами теплоносителя// Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып. 4. – С. 277 – 280.
4. *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.
5. *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.
6. *Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Долгов Е.В. и др.* Сравнительный анализ физических характеристик реактора ВВЭР-СКД при одно- и двухходовой схемах движения теплоносителя: Препринт ФЭИ-3110, 2007.
7. *Глебов А.П., Клушин А.В.* Тепловой реактор с уран-плутоний-ториевым циклом, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя//Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 5. – С. 243-249.

Поступила в редакцию 29.04.2010

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.548

The System of Irradiated Fuel Elements Nondestructive Examination for Inspection and Reconstitution Stand of WWER Assemblies \S.V. Pavlov, S.S. Sagalov, S.V. Amosov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 8 illustrations. – References, 6 titles.

The description of the nondestructive diagnostic system of irradiated fuel elements, enclosed to inspection and reconstitution stand of WWER-1000 assemblies, is presented. Principles, as well as technique and programmable realization of ultrasound leakage test and pulsed eddy current defectoscopy of fuel elements are considered.

УДК 621.039.58

Probability Estimation of Hydrogen Ignition and Detonation in the Containment Vessel \Yu.S. Yur'ev, N.M. Vitushkina, A.A. Zaitsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 3 titles.

The Shapiro diagram is used for finding of ignition and detonation areas of hydrogen mixtures. The area boundaries and process trajectory are presented as the bands instead of the lines. This approach enables to determine the probability of these processes during the hydrogen filling of the containment vessel.

УДК 621.039.51

The Use of Supercritical Water Reactors in a Close Fuel Cycle \Yu.D. Baranaev, A.P. Glebov, A.V. Klushin, V.F. Ukraintsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 13 pages, 6 tables, 7 illustrations. – References, 7 titles.

Specifics of neutronics, thermal hydraulics and construction of the supercritical water reactors with thermal and fast neutron spectrum were investigated.

It is proved that reactors with thermal spectrum have conversion ratio about $CR \approx 0,7$ and that natural Uranium consumption in such a reactors could be decreased about 2 times (compared convention WWER-1000).

In the reactor with a fast spectrum this ratio is rather higher and will be reach to $CR=0,9-0,95$. So, supercritical water reactor can operate by fuel self supply and future nuclear electricity power become more effective. The Thorium can be used in a supercritical water reactors with thermal and fast spectrumas in a Plutonium-Thorium or Uranium-Thorium fuel cycles without any fuel element construction changes. The problems of nuclear safety and fuel efficiency can be also solved in these fuel cycles.

УДК 621.039.534

Thermal Hydraulic Calculation of Medical Reactor MARS \A.A. Kazantsev, V.R. Anisovyan; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 12 titles.

The specialized medical reactor MARS is under design for neutron-capture therapy. Results of calculations of total hydraulic resistance of a reactor MARS between inlet and outlet pipes by CFD- code are presented for range of flow rates. Calculation of the accident with removing of one control rod from reactor is presented. Accident transient was calculated up to new safe steady state condition.

УДК 621.039.51

Principal Physical Advantages from Applying Radiogenic Lead as a Coolant of Nuclear Reactors \G.G. Kulikov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, V.V. Artisyuk; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 16 titles.

The paper presents preliminary analysis of some advantages, which could be attained from the use of radiogenic lead, i.e. lead extracted from uranium and thorium ores, as a coolant of power nuclear reactors. The paper highlights that radiogenic lead can be used to improve operation safety and intensify breeding fuel. In addition, nuclear reactors cooled by radiogenic lead could be successfully used for hydrogen (or some other artificial fuel types) production, for generation of high-temperature technological heat and for neutron transmutation of radioactive wastes with low neutron capture cross-sections.