

**МОСКОВСКИЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ**  
**(ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ)**  
**ИТТФ**

Кафедра АЭС

**Курсовой проект по дисциплине**  
**“Ядерные энергетические реакторы”**

**Студент:**

**Группа:**

**Преподаватель:**

**Москва**

**Аннотация.**

Настоящая расчётно-пояснительная записка к курсовому проекту, содержит поверочный расчёт водо-водяного реактора .

Проект состоит из расчетной и графической частей. В расчетной части проводится теплогидравлический и нейтронно-физический расчеты, эффективность стержней СУЗ (выполнялся с использованием программного кода для трехмерных расчетов реакторов водо-водяного типа БИПР-7).

Графическая часть представлена чертежами общего вида реактора ВВЭР (продольный разрез) и конструкции уплотнения. Чертежи выполнены с использованием программы AutoCAD .

**Оглавление**

Аннотация	2
Оглавление	3
Введение	4
1. Теплогидравлический расчет реактора	5
Основные характеристики и расчетные данные реактора	5
1.1 Определение геометрических характеристик активной зоны	6
1.2 Определение теплогидравлических параметров по высоте активной зоны в расчете на средний и максимально нагруженный твэл	7
1.3. Расчет критического теплового потока и запаса до кризиса	14
1.4 Гидравлические потери в пределах активной зоны	16
Выводы по теплогидравлическому расчету	18
2. Таблица расчетных значений тепловых потоков и параметров теплоносителя по высоте канала	19
3. Нейтронно-физический расчет	21
3.1. Цель расчета	21
3.2. Исходные данные для нейтронно-физического расчета	21
Вывод по нейтронно-физическому расчету	27
Конструкция реактора:	28
Общий вид блока с реактором ВВЭР-1000	28
Общие сведения	28
Технологическая схема энергоблока (ВВЭР-440, ВВЭР-1000)	29
Первый контур	30
Компоновка АЭС с реактором ВВЭР-1000	30
Конструкция реактора ВВЭР1000	31
Корпус реактора ВВЭР1000	33
Активная зона	34
ТВС реактора ВВЭР-1000	36
Верхний блок реактора	39
Блок защитных труб	40
Оборудование для перегрузки реактора	41
Литература	45

**Введение.**

Ядерная энергетика, прошедшая большой путь развития, в настоящее время в основном базируется на реакторах на тепловых нейтронах, использующих природное или обогащенное урановое топливо, среди которых широкое распространение во всем мире, в том числе и в России, получили водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР). За рубежом эти реакторы принято называть PWR-Pressure Water Reactor.

Промышленное использование ВВЭР в отечественной ядерной энергетике началось 30 сентября 1964 г., когда был включен в энергосистему I блок Нововоронежской АЭС (НВАЭС) с реактором ВВЭР-210.

Совершенствование реакторов ВВЭР и АЭС на их основе шло по трем направлениям: 1) оптимизация топливного цикла; 2) оптимизация теплосилового цикла; 3) обеспечение безопасной работы АЭС. Так были созданы сначала ЯЭБ на базе серийных реакторов ВВЭР-440, а затем стал возможен переход на реакторы третьего поколения ВВЭР-1000.

С точки зрения безопасности и соответствия требованиям МАГАТЭ серийные блоки с ЯР типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 являются наиболее надежными среди используемых в настоящее время реакторов в нашей стране.

ЯЭБ с ВВЭР-440 сыграл свою исключительно важную роль на этапе промышленного развития ядерной энергетике, снимаются с эксплуатации. Предполагается заменить их энергоблоками нового поколения с водой под давлением, конструкция и параметры которых учитывают отечественный и мировой опыт реакторостроения (энергоблоки типа ВВЭР-640, ВПБЭР-600). Предлагаются и другие проекты ЯЭБ, полностью подчиненные современным принципам обеспечения безопасности. Параллельно с разработкой ядерных реакторов нового поколения будет продолжаться строительство усовершенствованных ЯЭБ с ЯР типа ВВЭР-1000 в РФ.

Опыт эксплуатации ВВЭР различных поколений подтвердил правильность выбора научно-технических решений, заложенных в конструкцию, и режимы эксплуатации реакторов этого типа и показал, что они являются надежными и безопасными источниками тепловой энергии для АЭС, которые по своим технико-экономическим показателям по крайней мере конкурентоспособны с традиционными источниками электроэнергии.

**1. Теплогидравлический расчет реактора.****Основные характеристики и расчетные данные реактора:**

Тип реактора	ВВЭР
Тепловая мощность реактора	$Q_T = 2.9 \cdot 10^9$ МВт
Характеристика топлива	$UO_2, C_{\text{подп}}=4,4\%$
Среднее давление теплоносителя в а.з., Па	$P_{\text{ср}} := 16 \cdot 10^6$
Температура теплоносителя на входе в а.з., °С	$T_{\text{вх}} := 290$
Энтальпия теплоносителя на входе в а.з., Дж/кг	$h_{\text{вх}} := 1285 \cdot 10^3$
Средний подогрев теплоносителя в а.з., °С	$\Delta T_{\text{Т ср}} := 32$
Средняя удельная теплоемкость теплоносителя в а.з., Дж/(кг*К)	$c_{p \text{ ср}} := 5.67 \cdot 10^3$
Число ячеек в а.з.	$N=163$
Размер между центрами ТВС, м	$l_{\text{кл}} := 0.236$
Шаг решетки твэл, м	$s := 12.75 \cdot 10^{-3}$
Число стержней в одной ТВС,	$n_{\text{СТ}} := 331$
Число твэл в одной ТВС	$n := 312$
Число направляющих труб для стержней регулирования в ТВС	$n_p := 18$
Наружный диаметр оболочки твэл, м	$d_2 := 9.1 \cdot 10^{-3}$
Внутренний диаметр оболочки твэл, м	$d_1 := 7.7 \cdot 10^{-3}$
Наружный диаметр топливного сердечника, м	$d_c := 7.5 \cdot 10^{-3}$
Внутренний диаметр топливного сердечника, м	$d_o := 1.4 \cdot 10^{-3}$
Диаметр направляющей трубы стержней регулирования, м	$d_p=12.6 \cdot 10^{-3}$
Диаметр центральной трубы, м	$d_{\text{ц}}=13.3 \cdot 10^{-3}$
Высота активной зоны, м	$H_o := 3.5$
Число дистанционирующих решеток по высоте	$n_{\text{др}} := 15$
Температура насыщения, °С	$T_s := 347$
Энтальпия насыщения воды, Дж/кг	$h_i := 1652 \cdot 10^3$
Удельная теплота парообразования, Дж/кг	$r := 931 \cdot 10^3$
Поверхностное натяжение воды	$\sigma := 3.94 \cdot 10^{-3}$
Коэффициент теплоотдачи воды	$a_B := 8.03 \cdot 10^{-8}$
Число Прандтля для воды	$Pr_B := 1.42$
Плотность воды, кг/м <sup>3</sup>	$\rho_B := 585$
Число центральных полых трубок	$n_{\text{ц}} := 1$
Плотность насыщенного водяного пара, кг/м <sup>3</sup>	$\rho_{\text{п}} := 107$
Конструкционные материалы	Сплав на основе циркония

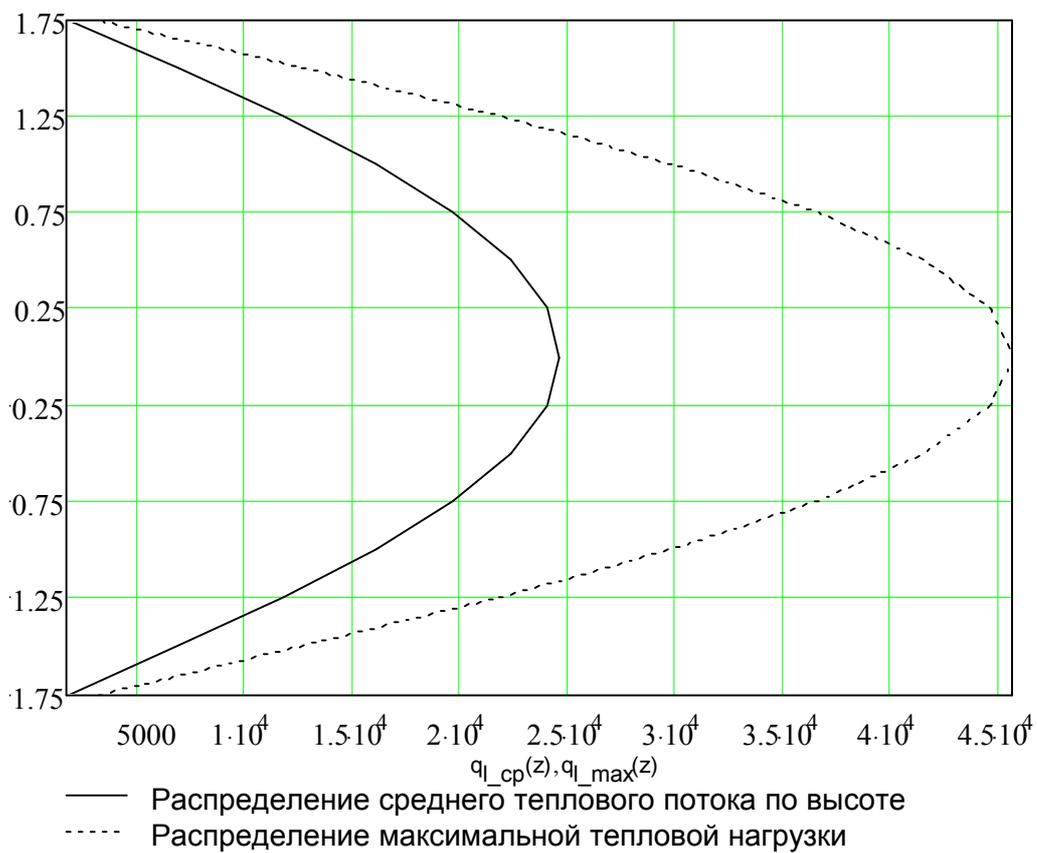
## 1.1 Определение геометрических характеристик активной зоны.

Площадь одной ячейки (ТВС), м <sup>2</sup>	$f_{\text{яч}} := 6 \cdot \sqrt{\frac{1}{3}} \cdot \left(\frac{l_{\text{кл}}}{2}\right)^2$	$f_{\text{яч}}=0.047$
Объём а.з. реактора, м <sup>3</sup>	$V_0 := f_{\text{яч}} \cdot N \cdot H_0$	$V_0=27.2$
Диаметр а.з. реактора, м	$D_0 := \sqrt{\frac{V_0}{0.785 \cdot H_0}}$	$D_0=3.11$
Проходное сечение одной ячейки (ТВС), м <sup>2</sup>	$s_{\text{яч}} := f_{\text{яч}} - 0.785 \cdot (n \cdot d_2^2 + n_p \cdot d_p^2 + n_{\text{ц}} \cdot d_{\text{ц}}^2)$	$S_{\text{яч}}=0.026$
Гидравлический периметр ячейки (ТВС), м	$\Pi_r := \pi \cdot (n \cdot d_2 + n_p \cdot d_p + n_{\text{ц}} \cdot d_{\text{ц}})$	$\Pi_r=9.674$
Тепловой периметр ячейки (ТВС), м	$\Pi_{\text{тепл}} := \pi \cdot d_2 \cdot n$	$\Pi_{\text{тепл}}=8.92$
Гидравлический диаметр ячейки (ТВС), м	$d_r := 4 \cdot \frac{s_{\text{яч}}}{\Pi_r}$	$d_r=0.011$
Тепловой диаметр ячейки (ТВС), м	$d_{\text{тепл}} := 4 \cdot \frac{s_{\text{яч}}}{\Pi_{\text{тепл}}}$	$d_{\text{тепл}}=0.011$
Экстраполированная добавка к размерам активной зоны, м	(Принимается)	$\delta = 0.08$
Высота активной зоны с учетом экстраполированной добавки	$H_{\text{аз}} := H_0 + 2 \cdot \delta$	$H_{\text{аз}}=3.66$
Толщина оболочки твэла, м	(Принимается) Таблица 2.1 “Ядерные энергетические реакторы” Б.А.Дементьев	$\delta_{\text{об}} := 0.7 \cdot 10^{-3}$
Средний диаметр оболочки твэла, м	$d_{\text{об}} := \frac{(d_2 + d_1)}{2}$	$d_{\text{об}}=8.4 \cdot 10^{-3}$
Толщина газового зазора, м	(Принимается) Таблица 2.1 “Ядерные энергетические реакторы” Б.А.Дементьев	$\delta_3 := 0.1 \cdot 10^{-3}$
Средний диаметр газового зазора, м	$d_3 := \frac{d_1 + d_{\text{с}}}{2}$	$d_3=7.6 \cdot 10^{-3}$

**1.2 Определение теплогидравлических параметров по высоте активной зоны в расчете на средний и максимально нагруженный твэл.**

Коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте		$k_z := \frac{\pi \cdot H_0}{2 \cdot H_{a3} \cdot \sin\left(\frac{\pi \cdot H_0}{2 \cdot H_{a3}}\right)}$	$k_z = 1.506$
Коэффициент неравномерности энерговыделения по объёму а.з.		(Принимается)	$k_v := 2.8$
Линейный тепловой поток в центральной плоскости реактора, Вт/м, в расчете на	средненагруженный твэл	$q_{l0\_cp} := \frac{Q_{\text{тепл}} \cdot k_z}{H_0 \cdot N \cdot n}$	$q_{l0\_cp} = 2.468 \cdot 10^4$
	максимально нагруженный твэл	$q_{l0\_max} := \frac{Q_{\text{тепл}} \cdot k_v}{H_0 \cdot N \cdot n}$	$q_{l0\_max} = 4.59 \cdot 10^4$
Число расчетных точек по высоте $m=15$ (принимается)		$z := -1.75, -1.5 \dots 1.75$	
Распределение линейного теплового потока по высоте, Вт/м, в расчете на	средненагруженный твэл	$q_{l\_cp}(z) := 0.94 \cdot q_{l0\_cp} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{a3}}\right)$	
	максимально нагруженный твэл	$q_{l\_max}(z) := 0.94 \cdot q_{l0\_max} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{a3}}\right)$	
Тепловая нагрузка на единицу поверхности твэл, Вт/м <sup>2</sup> в расчете на	среднюю нагрузку	$q_s(z) := 0.94 \cdot \frac{q_{l\_cp}(z)}{\pi \cdot d_2}$	
	макс. нагрузку	$q_{s\_max}(z) := 0.94 \cdot \frac{q_{l\_max}(z)}{\pi \cdot d_2}$	
Расход теплоносителя в расчете на один твэл, кг/с		$G := \frac{Q_{\text{тепл}}}{c_{p\_cp} \cdot \Delta T_{T\_cp} \cdot N \cdot n}$	$G = 0,316$
Энтальпия теплоносителя по высоте активной зоны, Дж/кг		$h_T(z) := h_{\text{вх}} + \frac{q_{l0\_cp}}{G} \cdot \int_{-1.75}^z \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{a3}}\right) dz$	
		$h_{T\_max}(z) := h_{\text{вх}} + \frac{1}{G} \cdot \int_{-1.75}^z q_{l\_max}(z) dz$	
Температура теплоносителя, °С		$T_T(z) := T_{\text{вх}} + \frac{q_{l0\_cp}}{(G \cdot c_{p\_cp})} \cdot \int_{-1.75}^z \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{a3}}\right) dz$	
		$T_{T\_max}(z) := T_{\text{вх}} + \int_{-1.75}^z \frac{q_{l\_max}(z)}{G \cdot c_{p\_cp}} dz$	

График 1. Распределение линейных тепловых нагрузок по высоте канала.



По термодинамическим таблицам воды и водяного пара определяем средние на расчетных интервалах значения критериальных чисел и других параметров теплоносителя:

- число Прандтля и плотность теплоносителя ( $\text{кг/м}^3$ ), в расчете на средненагруженный твэл и твэл с максимальной нагрузкой:

Pr :=	Pr <sub>max</sub> :=	Pr <sub>ср</sub> :=	ρ <sub>max</sub> :=	( 0.834 )	( 0.834 )	( 747.3283 )	( 747.3283 )
				0.835	0.8368	746.5735	745.1338
				0.8378	0.8429	744.347	740.3615
				0.8424	0.852	740.7605	733.2302
				0.8484	0.8657	735.9938	723.6791
				0.8557	0.8854	730.2858	711.7528
				0.8659	0.9133	723.5196	697.6539
				0.8782	0.9476	716.1047	682.1076
				0.8905	0.9983	708.6898	664.1814
				0.9057	1.0622	701.0896	645.5959
				0.9214	1.1446	693.9564	626.4724
				0.9345	1.1834	687.9993	603.7945
				0.9444	1.2302	683.5172	581.0253
				0.9513	1.2892	680.6266	565.788
				0.9544	1.3467	679.5367	558.7814

- динамическая вязкость и коэффициент теплопроводности теплоносителя:

μ <sub>ср</sub> :=	·10 <sup>-6</sup>	μ <sub>max</sub> :=	·10 <sup>-6</sup>	λ :=	·10 <sup>-3</sup>	λ <sub>max</sub> :=	·10 <sup>-3</sup>	( 92.6 )	( 92.6 )	( 581.6 )	( 581.6 )
								92.4501	92.1641	580.9118	579.5992
								92.0078	91.216	578.8818	575.2479
								91.2953	89.7994	575.6117	568.7458
								90.3484	87.9606	571.2655	560.0584
								89.2145	85.7653	566.0612	549.2465
								87.9312	83.3084	559.9138	536.7026
								86.5664	80.7055	553.1918	523.0532
								85.2015	77.9808	546.4698	508.4292
								83.8852	75.2472	539.7272	493.9426
								82.6931	72.558	533.4762	470.634
								81.6976	66.492	528.256	422.385
								80.9486	58.7548	524.3282	341.018
								80.478	53.5771	521.8445	286.5663
								80.3127	51.1962	520.9564	261.5279

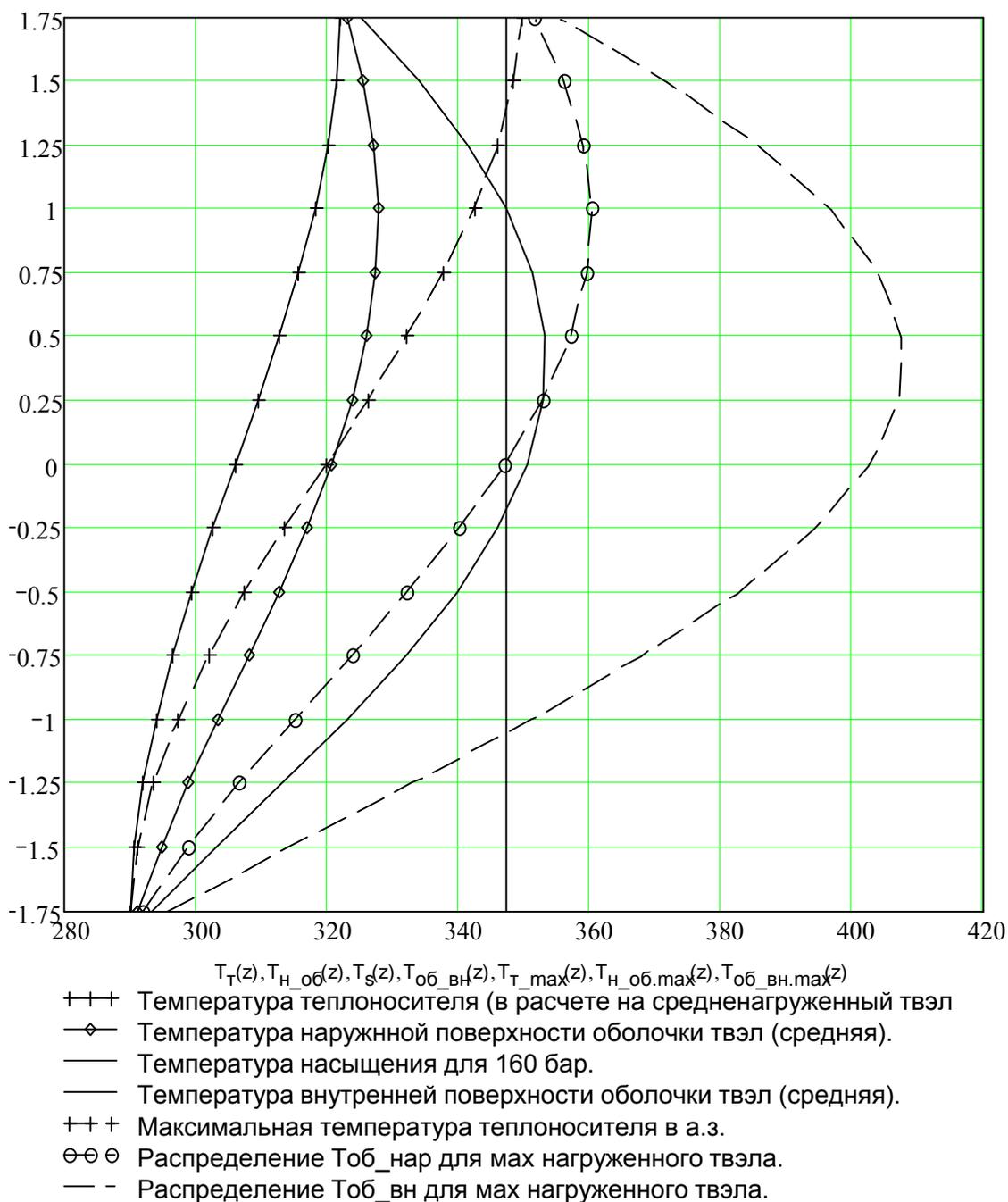
Для расчета коэффициента теплоотдачи необходимо определить критерий Рейнольдса по формуле:

$$Re_i := \frac{G \cdot d_r}{s_{яч} \cdot \mu_{cp_i}} \cdot n \quad Re_{max_i} := \frac{G \cdot d_r}{s_{яч} \cdot \mu_{max_i}} \cdot n$$

Теплопроводность материала оболочки, Вт/(мК)	$\lambda_{об} := 20.5$	
Относительный шаг решетки твэлов	$s/d_2 = 1.401$	
Число Нуссельта	$A := 0.0165 + 0.02 \cdot \left[ 1 - 0.91 \cdot \left( \frac{s}{d_2} \right)^{-2} \right] \cdot \left( \frac{s}{d_2} \right)^{0.15}$	
	$Nu_i := A \cdot (Re_i)^{0.8} \cdot (Pr_i)^{0.4}$	$Nu_{max_i} := A \cdot (Re_{max_i})^{0.8} \cdot (Pr_{max_i})^{0.4}$
Коэффициент теплоотдачи, в расчете на	твэл средней нагрузки	$\alpha_i := \frac{Nu_i \cdot \lambda_i}{d_2}$
	твэл с максимальной нагрузки	$\alpha_{max_i} := \frac{Nu_{max_i} \cdot \lambda_{max_i}}{d_2}$
Среднее значение коэффициента теплоотдачи, Вт/(м <sup>2</sup> *К)	$\alpha_{cp} := \sum_{i=0}^{14} \frac{\alpha_i}{15}$	$\alpha_{cp} = 5.529 \cdot 10^4$
	$\alpha_{cp.max} := \sum_{i=0}^{14} \frac{\alpha_{max_i}}{15}$	$\alpha_{cp.max} = 5.496 \cdot 10^4$
Температура наружной оболочки твэл, °С	$\Delta T_{\alpha}(z) := \frac{0.94 \cdot q_{l\_cp}(z)}{\pi \cdot d_2 \cdot \alpha_{cp}}$	
	$\Delta T_{\alpha.max}(z) := \frac{0.94 \cdot q_{l\_max}(z)}{\pi \cdot d_2 \cdot \alpha_{cp.max}}$	
	$T_{H\_об}(z) := T_T(z) + \Delta T_{\alpha}(z)$	
	$T_{H\_об.max}(z) := T_{T\_max}(z) + \Delta T_{\alpha.max}(z)$	
Температура насыщения при данных условиях, °С	$T_s(z) := 347.32$	
Распределение температур по высоте а.з. представлены на рис. 2.		
Энтальпия воды и пара в состоянии насыщения, Дж/кг	Вода	$h_B := 1652 \cdot 10^3$
	Пар	$h_P := 2583 \cdot 10^3$
Относительная энтальпия по высоте канала	на средненагруженный твэл	$x_{отн.cp}(z) := \frac{h_T(z) - h_B}{h_P - h_B}$

Относительная энтальпия по высоте канала	на максимально нагруженный твэл	$x_{\text{отн.мах}}(z) := \frac{h_{T\_max}(z) - h_B}{h_{\Pi} - h_B}$
Коэффициент проводимости контактного слоя, Вт/(м <sup>2</sup> *К), определяется по табл.		$\frac{\delta_3}{d_1} = \blacksquare \quad \rightarrow \quad \alpha_3 := 2.7 \cdot 10^3$

График 2. Распределение температур по высоте канала, °С:



Температура наружной поверхности твэл, °С:	$T_{c\_н.max}(z) := T_{об\_вн.max}(z) + 0.94 \cdot \frac{q_{l\_max}(z)}{(\pi \cdot d_c \cdot \alpha_3)}$
	$T_{c\_н.max}(z) := T_{об\_вн.max}(z) + 0.94 \cdot \frac{q_{l\_max}(z)}{(\pi \cdot d_c \cdot \alpha_3)}$
Определение температуры внутри топливного сердечника ведется итерационно, т.к. теплопроводность материала сердечника зависит от температуры.	$\lambda_c(\theta) := \frac{5500}{560 + \theta} + 0.942 \cdot 10^{-10} \cdot \theta^3$

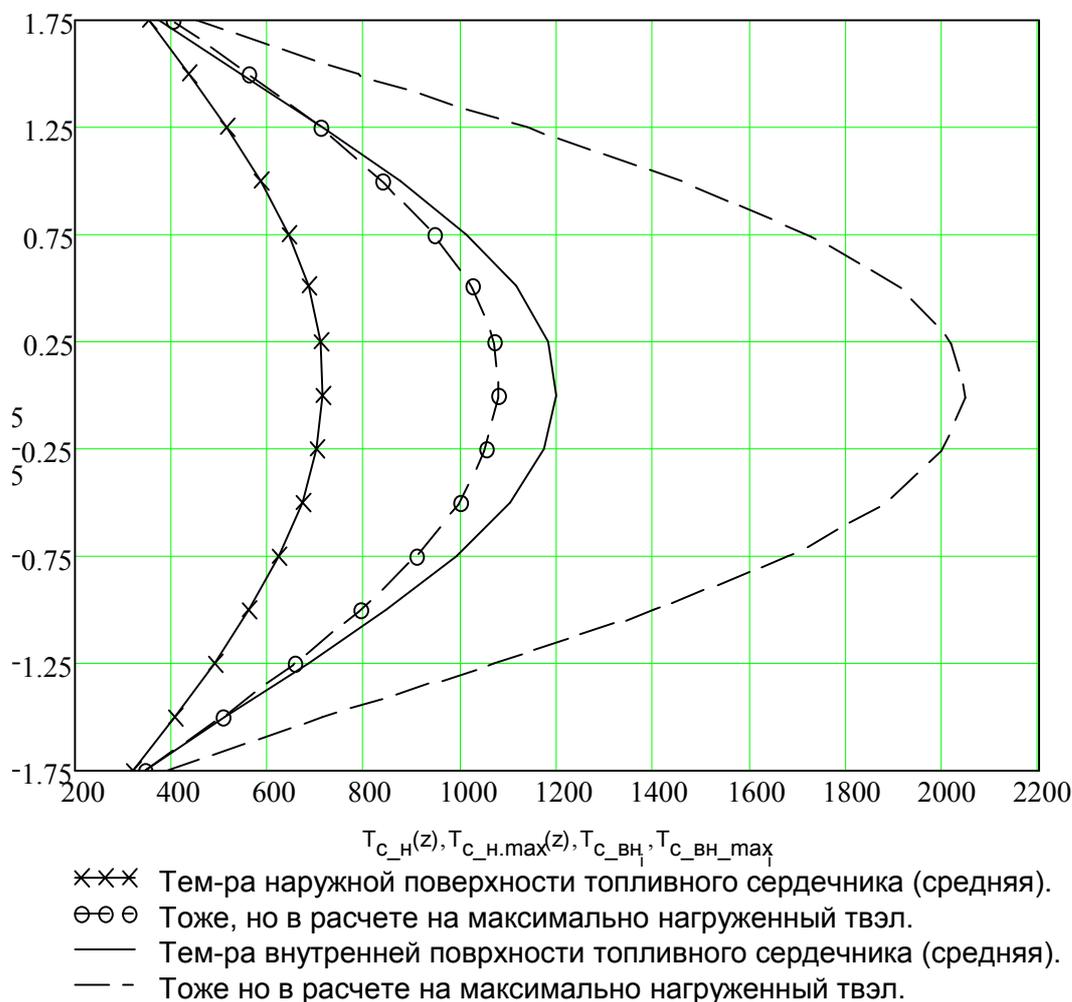
Температура внутренней и наружной поверхности топливного сердечника см. ниже.

```

TB(T, q) := for i ∈ 0.. 14
    T1 ← Ti
    Δ ← 100
    while Δ > TOL
        T2 ← Ti + .06574 ·  $\frac{q_i}{\left(\frac{\lambda_c(273 + T1) + \lambda_c(273 + T_i)}{2}\right)}$ 
        Δ ← |T2 - T1|
        T1 ← T2
    TBi ← T2
TB
    
```

$T_{c\_вн}$	$T_{c\_вн\_max}$
344.736	349.212
524.682	749.619
709.587	1.131*10 <sup>3</sup>
886.279	1.488*10 <sup>3</sup>
1.041*10 <sup>3</sup>	1.778*10 <sup>3</sup>
1.16*10 <sup>3</sup>	1.984*10 <sup>3</sup>
1.237*10 <sup>3</sup>	2.108*10 <sup>3</sup>
1.266*10 <sup>3</sup>	2.153*10 <sup>3</sup>
1.245*10 <sup>3</sup>	2.121*10 <sup>3</sup>
1.177*10 <sup>3</sup>	2.01*10 <sup>3</sup>
1.064*10 <sup>3</sup>	1.817*10 <sup>3</sup>
914.931	1.541*10 <sup>3</sup>
741.73	1.194*10 <sup>3</sup>
558.09	815.454
377.406	455.029

График 3. Распределение температур сердечника твэл'а по высоте а.з., °С.



Относительная энтальпия в точке начала кипения (определяется только для максимально нагруженного твэла, т.к. для твэла со средней нагрузкой температура оболочки меньше температуры насыщения):

**По термодинамическим таблицам воды и водяного пара находим:**

динамическая вязкость воды, Па*с	$\mu_B := 67 \cdot 10^{-6}$
поверхностное натяжение воды, Н/м	$\sigma := 3.94 \cdot 10^{-3}$
критическое давление для воды, Па	$p_{кр} := 2.21 \cdot 10^7$

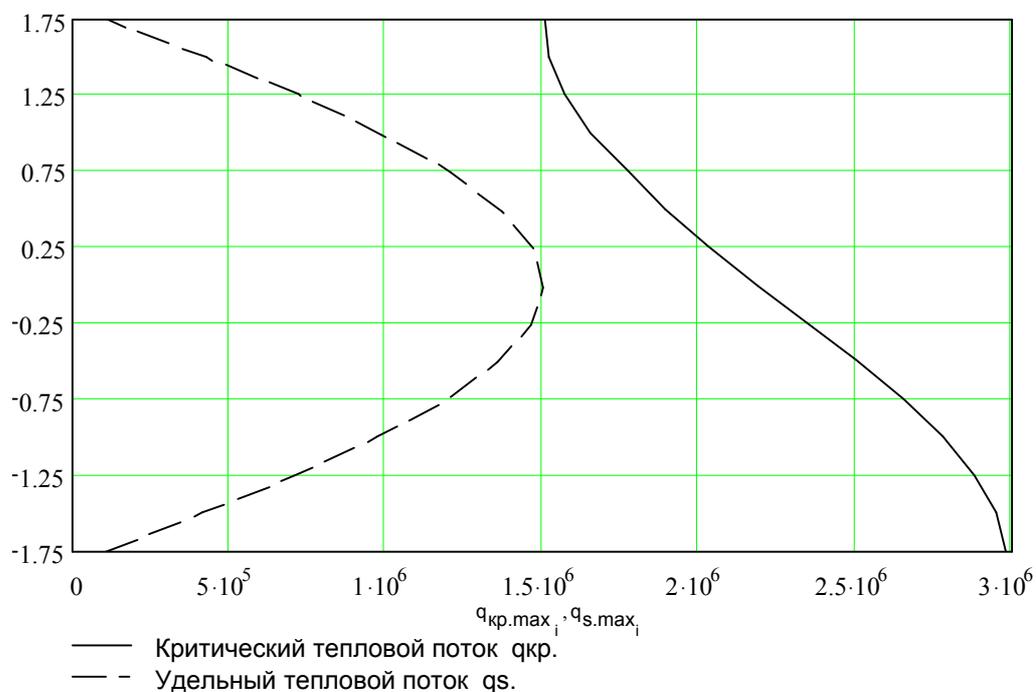
Скорость воды на входе в а.з., м/с	$w_0 := \frac{G \cdot \eta}{S_{\text{яч}} \cdot \rho_{\text{в}}}$	$w_0 = 6.794$
Средняя плотность теплового потока в а.з., Вт/м <sup>2</sup>	$q_{\text{s.max.cp}} := \frac{\sum_z q_{\text{s,max}}(z)}{15}$	$q_{\text{s.max.cp}} = 9.331 \cdot 10^5$
	$Re_q := \frac{q_{\text{s.max.cp}}}{\rho_{\text{в}} \cdot \Gamma} \cdot \frac{\sqrt{\frac{\sigma}{g \cdot (\rho_{\text{в}} - \rho_{\text{п}})}}}{v_{\text{в}}}$	$Re_q = 13.743$
Относительная энтальпия теплоносителя в точке начала поверхностного кипения	$x_{\text{н.к.max}} := -0.49 \cdot \left( \frac{q_{\text{s.max.cp}}}{\rho_{\text{в}} \cdot w_0 \cdot \Gamma} \right)^{0.3} \cdot Re_q^{0.4} \cdot \left( \frac{P_{\text{cp}}}{P_{\text{кр}}} \right)^{0.15}$	$x_{\text{н.к.max}} = -0.111$
Координата начала пристеночного кипения, в метрах от центра а.з.	По графику определяем	$z_{\text{н.к.max}} := 0.04$

### 1.3. Расчет критического теплового потока и запаса до кризиса:

Массовая скорость теплоносителя, кг/(с*м <sup>2</sup> )	$\rho w := \frac{G \cdot \eta}{S_{\text{яч}}}$	$\rho w = 3.961 \cdot 10^3$
Критерий Рейнольдса для воды	$Re := \rho w \cdot \frac{d_{\Gamma}}{\mu_{\text{в}}}$	$Re = 6.051 \cdot 10^5$
Относительные энтальпии в расчете на максимально нагруженный твэл	$x_{\text{max}}(z) := x_{\text{отн.max}}(z) \cdot \left( \rho w^2 \cdot \frac{d_{\text{тепл}}}{\sigma \cdot \rho_{\text{в}}} \right)^{\frac{1}{5}}$	
Критический тепловой поток определяется выражением, Вт/м <sup>2</sup>	$a_{\text{в}} := 8.03 \cdot 10^{-8}$ $q_{\text{кр.max}_i} := \frac{\left( 1 - \frac{x_{\text{max}_i}}{3.5} \right)^{1.3}}{320 \cdot \left( 1 + \frac{H_0}{3.54} \right)} \cdot \Gamma \cdot \rho_{\text{в}} \cdot \left[ g \cdot d_{\text{тепл}} \cdot (g \cdot a_{\text{в}})^{\frac{1}{3}} \right]^{\frac{1}{3}} \cdot Re^{\frac{1}{5}} \cdot (Pr_{\text{max}_i})^{\frac{1}{3}}$	

Коэффициент запаса до кризиса	$k_{\max_i} := \frac{q_{\text{кр.max}_i}}{q_{\text{s.max}_i}}$	$k_{\max} =$	28.954
			7.033
			4.021
			2.834
			2.209
			1.835
			1.6
			1.455
			1.385
			1.386
			1.478
			1.686
			2.178
3.622			
14.643			

**График 4. Распределение удельного  $q_s$  и критического  $q_{\text{кр}}$  тепловых потоков по высоте канала.**



**Вывод:** ни в одном сечении а.з. тепловой поток не достигает критического, следовательно ухудшенного теплообмена нет.

## 1.4 Гидравлические потери в пределах активной зоны.

Потерей давления на ускорение пренебрегаем вследствие его малости.

Расчёт проведён на средние параметры в каналах средней и максимальной нагрузок.

Коэффициент потерь давления на трение	$\zeta_{\text{тр}} := \frac{1}{(1.82 \cdot \log(\text{Re}) - 1.64)^2}$	$\xi_{\text{тр}} = 0.013$
поправка коэф-та трения на расположение твэлов в пучке:	$am := 0.58 + 9.2 \cdot \left( \frac{s}{d_2} - 1 \right)$	am=4.27
	$\zeta_{\text{п}} := \left[ 0.57 + 0.18 \cdot \left( \frac{s}{d_2} - 1 \right) + 0.53 \cdot (1 - \exp(-am)) \right] \cdot \zeta_{\text{тр}}$	$\xi_{\text{п}} = 0.015$
а) для средней нагрузки - средняя плотность теплоносителя в а.з. кг/м <sup>3</sup>	$\rho_{\text{тн.ср}} := \frac{\sum \rho_{\text{ср}}}{15}$	$\rho_{\text{тн.ср}} = 714.689$
- средняя скорость теплоносителя, м/с	$w_{\text{тн.ср}} := \frac{\mu_{\text{в}}}{d_{\text{г}} \cdot \rho_{\text{тн.ср}}} \cdot \text{Re}$	$W_{\text{тн.ср}} = 5.542$
- потеря давления теплоносителя на трение в а.з., Па	$\Delta p_{\text{тр.ср}} := \zeta_{\text{п}} \cdot \frac{H_0}{d_{\text{г}}} \cdot \frac{w_{\text{тн.ср}}^2}{2} \cdot \rho_{\text{тн.ср}}$	$\Delta p_{\text{тр.ср}} = 5.54 \cdot 10^4$
б) для максимальной нагрузки: - средняя плотность теплоносителя,	$\rho_{\text{тн.макс}} := \frac{\sum \rho_{\text{макс}}}{15}$	$\rho_{\text{тн.макс}} = 668.459$
- скорость теплоносителя	$w_{\text{тн.макс}} := \frac{\mu_{\text{в}}}{d_{\text{г}} \cdot \rho_{\text{тн.макс}}} \cdot \text{Re}$	$W_{\text{тн.макс}} = 5.925$

- потеря давления теплоносителя на трение в а.з., Па	$\Delta p_{\text{тр.мах}} := \zeta_{\text{п}} \cdot \frac{H_0}{d_{\Gamma}} \cdot \frac{w_{\text{тн.мах}}^2}{2} \cdot \rho_{\text{тн.мах}}$	$\Delta p_{\text{тр.мах}} = 5.92 \cdot 10^4$
Потери от местных сопротивлений, Па:		
а) для средней нагрузки - для дистанционирующей решётки	$\zeta := 0.5 \text{ тогда } \zeta_{\text{м}} := \zeta \cdot n_{\text{др}}$ $\Delta p_{\text{м.ср}} := \zeta_{\text{м}} \cdot \frac{w_{\text{тн.ср}}^2}{2} \cdot \rho_{\text{тн.ср}}$	$\Delta p_{\text{м.ср}} = 8.23 \cdot 10^4$
б) для максимальной нагрузки	$\Delta p_{\text{м.мах}} := \zeta_{\text{м}} \cdot \frac{w_{\text{тн.мах}}^2}{2} \cdot \rho_{\text{тн.мах}}$	$\Delta p_{\text{м.мах}} = 8.801 \cdot 10^4$
Нивелирная составляющая, Па:		
а) для средней нагрузки	$\Delta p_{\text{нив.ср}} := g \cdot \rho_{\text{тн.ср}} \cdot H_0$	$\Delta p_{\text{нив.ср}} = 2.453 \cdot 10^4$
б) для максимальной нагрузки	$\Delta p_{\text{нив.мах}} := g \cdot \rho_{\text{тн.мах}} \cdot H_0$	$\Delta p_{\text{нив.мах}} = 2.294 \cdot 10^4$
Суммарные потери давления, Па:		
а) для средней нагрузки	$\Delta p_{\text{ср}} := \Delta p_{\text{нив.ср}} + \Delta p_{\text{м.ср}} + \Delta p_{\text{тр.ср}}$	$\Delta p_{\text{ср}} = 1.62 \cdot 10^5$
б) для максимальной нагрузки	$\Delta p_{\text{мах}} := \Delta p_{\text{нив.мах}} + \Delta p_{\text{м.мах}} + \Delta p_{\text{тр.мах}}$	$\Delta p_{\text{мах}} = 1.702 \cdot 10^5$

**Выводы по теплогидравлическому расчету:** На графиках 1. - 4. показано расчётное распределение температур теплоносителя, оболочки и топливного сердечника, а так же тепловых потоков по высоте канала. В приведённом расчёте полученное значение

$Q_{s.max}$  всюду меньше предельно допустимого  $Q_{кр.max}$  причём соответствующий запас до кризиса теплообмена находится в допустимых пределах при нормальном режиме работы на номинальной мощности.

Максимальная температура топливного сердечника  $T_{с.вн.max}$  меньше температуры плавления диоксида урана. Температурный уровень ТВЭЛов и удельные тепловые нагрузки лежат в допустимых пределах. Так в максимально нагруженном твэле температура топливного сердечника на внутренней поверхности достигает  $2153^{\circ}C$ , в то время как температура плавления  $UO_2$  равна  $2800^{\circ}C$ . Минимальный запас до кризиса теплообмена в максимально нагруженном канале составляет  $\sim 1.38$ .

Также в этом разделе получены все теплогидравлические параметры для нейтронно-физического расчёта.

## 2. Таблица расчетных значений тепловых потоков и параметров теплоносителя по высоте канала.

$z =$	$q_{l\_cp}(z) =$	$q_{s\_max}(z) =$	$q_{l\_max}(z) =$	$q_s(z) =$	$T_T(z) =$	$T_{T\_max}(z) =$	$T_{H\_об}(z) =$
-1.75	$1.683 \cdot 10^3$	$1.029 \cdot 10^5$	$3.13 \cdot 10^3$	$5.534 \cdot 10^4$	290	290	291.001
-1.5	$6.856 \cdot 10^3$	$4.192 \cdot 10^5$	$1.275 \cdot 10^4$	$2.254 \cdot 10^5$	290.601	291.118	294.679
-1.25	$1.171 \cdot 10^4$	$7.163 \cdot 10^5$	$2.178 \cdot 10^4$	$3.852 \cdot 10^5$	291.909	293.55	298.875
-1	$1.604 \cdot 10^4$	$9.805 \cdot 10^5$	$2.982 \cdot 10^4$	$5.273 \cdot 10^5$	293.863	297.184	303.399
-0.75	$1.962 \cdot 10^4$	$1.2 \cdot 10^6$	$3.649 \cdot 10^4$	$6.451 \cdot 10^5$	296.374	301.853	308.042
-0.5	$2.231 \cdot 10^4$	$1.364 \cdot 10^6$	$4.148 \cdot 10^4$	$7.334 \cdot 10^5$	299.326	307.343	312.592
-0.25	$2.397 \cdot 10^4$	$1.466 \cdot 10^6$	$4.457 \cdot 10^4$	$7.881 \cdot 10^5$	302.585	313.403	316.839
0	$2.453 \cdot 10^4$	$1.5 \cdot 10^6$	$4.562 \cdot 10^4$	$8.066 \cdot 10^5$	306	319.754	320.588
0.25	$2.397 \cdot 10^4$	$1.466 \cdot 10^6$	$4.457 \cdot 10^4$	$7.881 \cdot 10^5$	309.415	326.105	323.669
0.5	$2.231 \cdot 10^4$	$1.364 \cdot 10^6$	$4.148 \cdot 10^4$	$7.334 \cdot 10^5$	312.674	332.165	325.939
0.75	$1.962 \cdot 10^4$	$1.2 \cdot 10^6$	$3.649 \cdot 10^4$	$6.451 \cdot 10^5$	315.626	337.655	327.294
1	$1.604 \cdot 10^4$	$9.805 \cdot 10^5$	$2.982 \cdot 10^4$	$5.273 \cdot 10^5$	318.137	342.324	327.673
1.25	$1.171 \cdot 10^4$	$7.163 \cdot 10^5$	$2.178 \cdot 10^4$	$3.852 \cdot 10^5$	320.091	345.958	327.057
1.5	$6.856 \cdot 10^3$	$4.192 \cdot 10^5$	$1.275 \cdot 10^4$	$2.254 \cdot 10^5$	321.399	348.39	325.476
1.75	$1.683 \cdot 10^3$	$1.029 \cdot 10^5$	$3.13 \cdot 10^3$	$5.534 \cdot 10^4$	322	349.508	323.001

$z =$	$T_{H\_об.max}(z) =$	$T_{об\_вн}(z) =$	$T_{об\_вн.max}(z) =$	$h_T max(z) =$	$h_T(z) =$	$x_{отн.cp}(z) =$
-1.75	291.872	293.048	295.68	$1.285 \cdot 10^6$	$1.285 \cdot 10^6$	-0.394
-1.5	298.745	303.018	314.253	$1.291 \cdot 10^6$	$1.288 \cdot 10^6$	-0.391
-1.25	306.582	313.124	333.079	$1.305 \cdot 10^6$	$1.296 \cdot 10^6$	-0.383
-1	315.023	322.903	351.293	$1.326 \cdot 10^6$	$1.307 \cdot 10^6$	-0.371
-0.75	323.681	331.907	368.061	$1.352 \cdot 10^6$	$1.321 \cdot 10^6$	-0.355
-0.5	332.158	339.723	382.613	$1.383 \cdot 10^6$	$1.338 \cdot 10^6$	-0.337
-0.25	340.067	345.992	394.281	$1.418 \cdot 10^6$	$1.356 \cdot 10^6$	-0.318
0	347.044	350.426	402.531	$1.454 \cdot 10^6$	$1.376 \cdot 10^6$	-0.297
0.25	352.769	352.822	406.983	$1.49 \cdot 10^6$	$1.395 \cdot 10^6$	-0.276
0.5	356.98	353.07	407.434	$1.524 \cdot 10^6$	$1.414 \cdot 10^6$	-0.256
0.75	359.483	351.16	403.863	$1.555 \cdot 10^6$	$1.43 \cdot 10^6$	-0.238
1	360.163	347.177	396.434	$1.582 \cdot 10^6$	$1.445 \cdot 10^6$	-0.223
1.25	358.99	341.306	385.487	$1.602 \cdot 10^6$	$1.456 \cdot 10^6$	-0.211
1.5	356.017	333.815	371.525	$1.616 \cdot 10^6$	$1.463 \cdot 10^6$	-0.203
1.75	351.381	325.048	355.188	$1.622 \cdot 10^6$	$1.466 \cdot 10^6$	-0.199

$z =$	$T_{c\_BH_i} =$	$T_{c\_H}(z) =$	$T_{c\_BH\_max_i} =$	$T_{c\_H.max}(z) =$	$k_{max_i} =$	$x_{отн.max}(z)$
-1.75	341.205	317.919	386.469	341.93	28.954	-0.394
-1.5	508.923	404.323	717.546	502.643	7.033	-0.387
-1.25	680.545	486.216	$1.071 \cdot 10^3$	654.967	4.021	-0.373
-1	844.228	559.843	$1.404 \cdot 10^3$	791.913	2.834	-0.35
-0.75	987.335	621.825	$1.68 \cdot 10^3$	907.201	2.209	-0.322
-0.5	$1.099 \cdot 10^3$	669.32	$1.88 \cdot 10^3$	995.541	1.835	-0.289
-0.25	$1.17 \cdot 10^3$	700.148	$2.001 \cdot 10^3$	$1.053 \cdot 10^3$	1.6	-0.252
0	$1.197 \cdot 10^3$	712.896	$2.045 \cdot 10^3$	$1.077 \cdot 10^3$	1.455	-0.213
0.25	$1.179 \cdot 10^3$	706.979	$2.014 \cdot 10^3$	$1.066 \cdot 10^3$	1.385	-0.174
0.5	$1.115 \cdot 10^3$	682.667	$1.907 \cdot 10^3$	$1.02 \cdot 10^3$	1.386	-0.137
0.75	$1.01 \cdot 10^3$	641.077	$1.721 \cdot 10^3$	943.003	1.478	-0.104
1	872.671	584.117	$1.458 \cdot 10^3$	837.054	1.686	-0.076
1.25	712.45	514.398	$1.134 \cdot 10^3$	707.375	2.187	-0.053
1.5	542.166	435.12	782.907	559.915	3.622	-0.039
1.75	373.831	349.919	448.138	401.438	14.643	-0.032

### 3. Нейтронно-физический расчет.

#### 3.1. Цель расчета.

Целью нейтронно-физического расчета является формирование первой топливной загрузки с 3-х годичным циклом в режиме с малой утечкой нейтронов, смысл которого заключается в следующем: топливо с большим обогащением помещается в центр АЗ, а с меньшим – на периферию. После первой кампании реактора топливо из периферийной зоны выгружается, на его место становится топливо из центральной зоны, а в центр ставится свежее топливо. Достоинством этого режима является более экономичное использование топлива.

Расчет проводится с использованием программы БИПР-7 с соответствующей библиотекой исходных данных.

#### 3.2. Исходные данные для нейтронно-физического расчета.

Табл 3.1

Тепловая мощность реактора, кВт	<b>XKBT</b>	$2,900 \cdot 10^6$
Расход теплоносителя, м <sup>3</sup> /ч	<b>G</b>	104917,0
Температура т/н на входе в АЗ, °С	<b>TIN</b>	290,0
Среднее давление в реакторе, бар	<b>PAP</b>	160
Размер ТВС под ключ, см	<b>HR</b>	23.4
Высота активной зоны, см	<b>H</b>	350
Объем активной зоны, л	<b>V</b>	27200
Число ТВС в углу симметрии	<b>NK</b>	28

Остальные данные и нейтронно-физические константы приняты такими же, как в проекте реактора ВВЭР-1000.

Так как расчет проводится для трехгодичного цикла перегрузки топлива, то количество кассет с различным обогащением имеет следующий вид:

- обогащение 1,6% - 4 кассет;
- обогащение 3,0% - 15 кассет;
- обогащение 4,4% - 9 кассет.

В конце кампании ТВС с обогащением 1,6% выгружается. Загружается свежее топливо с обогащением 4,4%.

**Исходный файл для программы БИПР-7.**

```
'art.out','art.shl',' ',' ',
&RST iname='VVER-1000 by Artemchuk O.','W.BIB',
NK=28,NR=7,NJ=7,6,5,4,3,2,1,SIM=6.,NZ=10,V=27200.,
TOPL=11311,31313,35513,13131,35335,51500,NS=10,
H=350.,G=104917,HR=23.6,KBT=2.9E6,ХKBT=2.9E6,KTN=1,
AK=4.2524E-4,D2=10*1.06,SHIFR=1,2,3,4,9,6,10,8,
KTOP=9,1,10,2,7,3,8,4,2,5,3,6,5,7,6,8,1,9,4,10,0,
VAR(27)=1.,VAR(4)=50.,100.,150.,200.,250.,300.,350.,
575.,1030.,1270.,1440.,1600.,1720.,1830.,1930.,
KTSR=8,DDR=1.,2.,3.,4.,5.,6.,7.,8.,8.,7.,6.,5.,4.,3.,2.,1.,
DR=18.60,P1=-0.314,P2=0.,DZ=18.6,DR2=10.28,P1DZ=1.00,P2DZ=1.00,
DZLWS=-22.,DZUPPS=-10.,DGOR=-9.1,DGOZH=-8.7,DGOZB=-9.5,
DTOR=-6.E-4,DTOZH=1.E-4,DTOZB=3.2E-4,
NST=-1,TST=10*350.,HST=1*245.,NRG=1,NNRG=1,NRST=4,11*0,
PAP=160.,DH=35.0,UPR=1,rpol=1.,8*0.,rpol(7)=1.,0.,
NR3=-1,PKR=0.,RXEL(8)=0.,RESULT=0,0,0,0,0,0,1,0,0,0,0,1,1,0,2,
podr=1.00,dtpch=120.,rli=20*312.,
PDR=1.08,1.22,0.86,1.21,1.02,0.91,0.90,0.90,
PDR2=0.95,0.88,0.61,0.71,0.75,1.93,1.46,1.47,KTOP(100)=11,
d2=10*1.020,c1=0.,0.,0.,0.,9.,0.,10.,0.,0.,0.,rxel(3)=1.,
TSM=-1.,HST=245.,TIN=290.,KR=2,DT=20.,tpf=1000.,dtpf=1000.,&END
```

Пояснения к исходным данным приведены в таб.3.2.

Таб.3.2. Описание управляющих параметров входного файла для БИПР-7.

<b>SIM</b>	<b>Число углов симметрии</b>
<b>NK</b>	<b>Число ТВС в углу симметрии</b>
<b>NZ</b>	Число расчетных точек по высоте активной зоны
<b>NR</b>	Число рядов ТВС
<b>TOPL</b>	Шифр сортов топлива (каждые 5 сортов топлива, соответствующих последовательно расположенным ТВС, объединяются в пятизначное число)
<b>NJ</b>	Число ТВС по рядам
<b>HR</b>	Размер ТВС под ключ (см)
<b>H</b>	Высота активной зоны (см)
<b>V</b>	Объем активной зоны (л)
<b>NRG</b>	Число рабочих групп регуляторов
<b>NNRG</b>	Начальный номер рабочей группы
<b>NRST</b>	Номера регуляторов по группам
<b>HST</b>	Высоты положения групп регуляторов
<b>КТОР</b>	Шифр соответствия номера сорта топлива в БКА и массиве TOPL: первое число - номер сорта в БКА второе число - номер сорта в TOPL
<b>AK</b>	Коэф-т пропорциональности м/у ск-тью деления и энерговыра-боткой
<b>КВТ</b>	Номинальная тепловая мощность активной зоны (кВт)
<b>ХКВТ</b>	Реальная мощность активной зоны (кВт)
<b>G</b>	Расход теплоносителя (м <sup>3</sup> /час)
<b>CB</b>	Начальное значение концентрации бора в теплоносителе (г/кг)
<b>TIN</b>	Температура теплоносителя на входе в активную зону (°C)
<b>PAP</b>	Давление в реакторе (бар)
<b>DT</b>	Шаг по времени при расчете выгорания
<b>Ключевые (управляющие) параметры</b>	
<b>SVP =1</b>	Признак наличия профилирования в ТВС
<b>UPR =1</b>	Управление бором
<b>KTN =1</b>	Расчет переходных процессов и выгорания идет при реальной мощности (ХКВТ)
<b>TSM&lt;0</b>	Реактор работает на постоянных параметрах все время
<b>RESULT(2) =1</b>	Расчет критического состояния
<b>RESULT(12) =1</b>	Интерполяция в конце кампании
<b>RESULT(13) =1</b>	Перегрузка в конце кампании
<b>RESULT(4) =5</b>	Признак обращения к подпрограмме оптимизации.
<b>RESULT(15) =2</b>	Расчет борной кампании и кампании на стержнях

### 3.3. Использование регулирования.

В исходном файле для БИПР добавляем:

HST = 0 – высота положения групп регуляторов;

UPR = 2 – тип управления (2 – управление стержнями)

RESULT(3) = 1 – расчет эффективности органов регулирования.

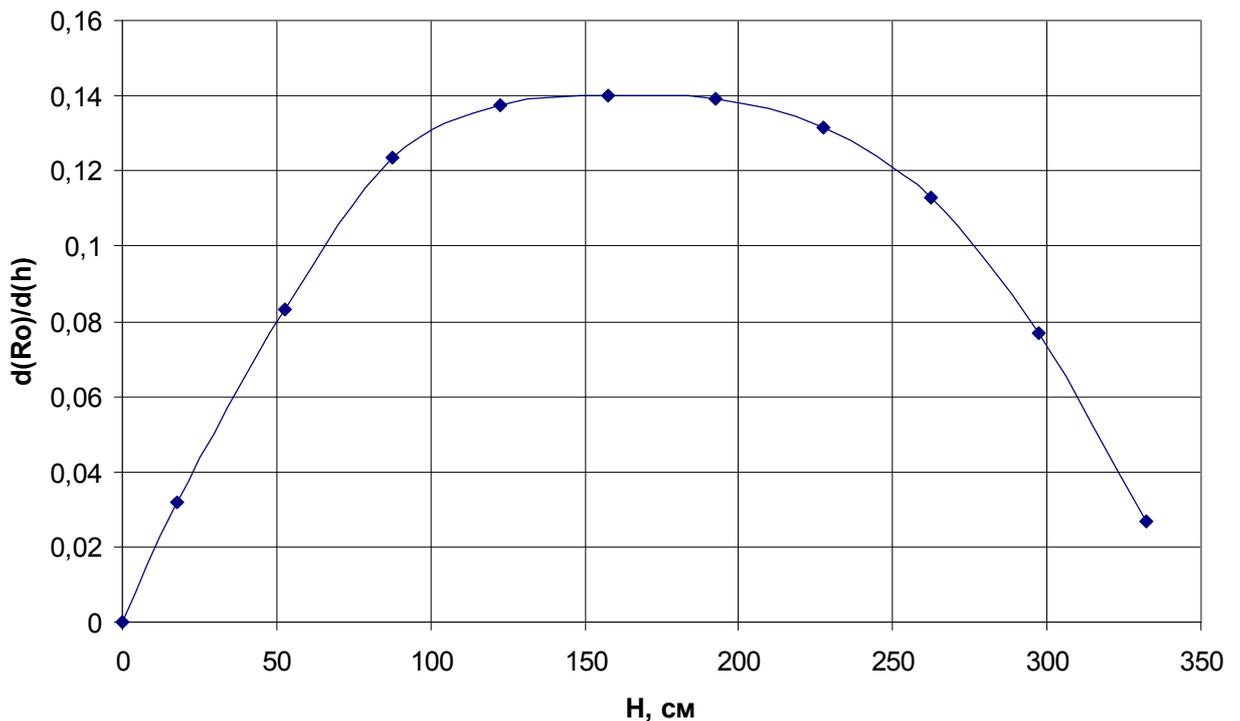
Результаты расчета эффективности СУЗ от глубины погружения поглощающих стержней (таб.3.3.):

Таб. 3.3.

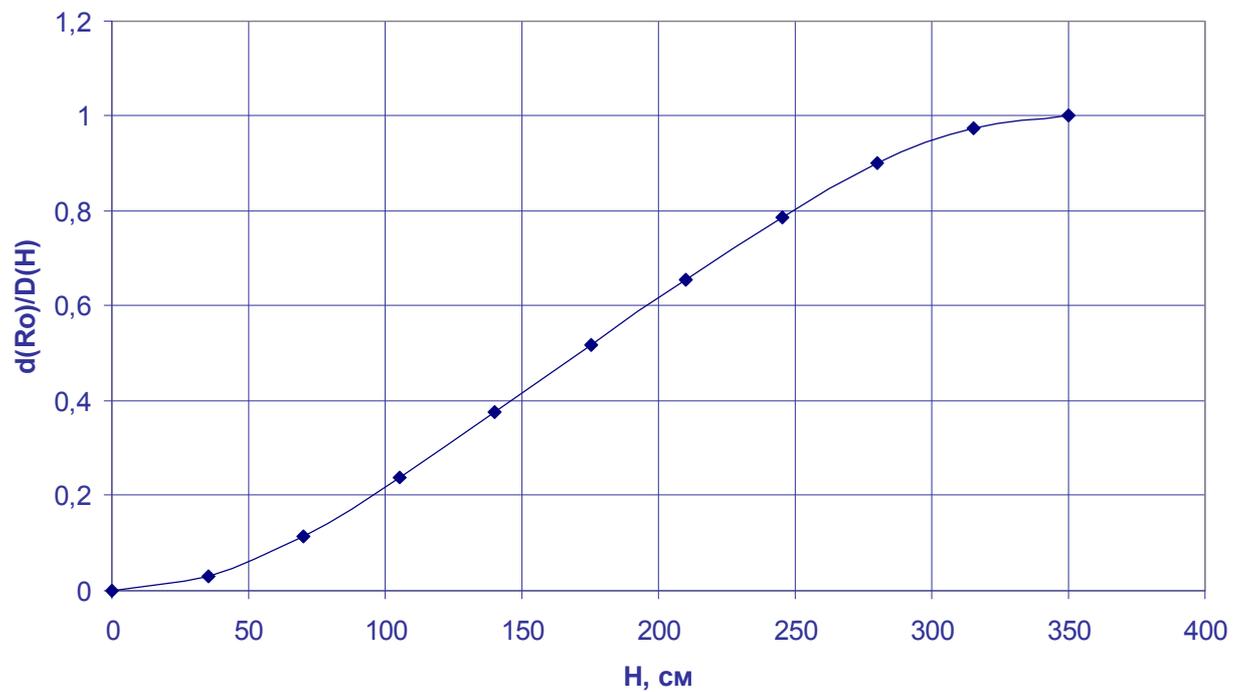
HST( 1)= 35.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.0318	H= 17.5 см
HST( 1)= 70.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.0831	H= 52.5 см
HST( 1)=105.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.1234	H= 87.5 см
HST( 1)=140.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.1375	H= 122.5 см
HST( 1)=175.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.1402	H= 157.5 см
HST( 1)=210.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.1390	H= 192.5 см
HST( 1)=245.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.1317	H= 227.5 см
HST( 1)=280.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.1128	H= 262.5 см
HST( 1)=315.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.0769	H= 297.5 см
HST( 1)=350.00 см	d(Ro)/d(H)= 0.0269	H= 332.5 см

H – высота положения регуляторов (0 – погружение на всю глубину);

Дифференциальная эффективность стержней ОР СУЗ



### Интегральная эффективность стержней ОР СУЗ



**3.4. Расчет выгорания.**

Схема размещения топлива в исходной загрузке и значения обогащения, и коэффициент неравномерности распределения мощности по ТВС приведены на рисунках 3.3. и 3.4.

**Рис.3.3. Картограмма. На начало кампании (T = 0 сут.).**

VVER-1000 by Artemchuk Cycle 1 T= 0.0 RoAkt= 0.000 KBT=2.9000E+06 HST=245.0 CB= 1.040  
 AVERAGE BURNUP IN ASSEMBLYS (MWT\*D/T U)

RELATIVE POWER-KQN (OTH. Ed.)

PODOGREBA-DTN (DEGREE C)

28

G1

0.510

26 27

G1 A1

1.054 0.382

23 24 25

G1 A1 II

1.300 0.634 0.670

19 20 21 22

G1 A1 G1 II

1.273 0.815 1.051 0.676

14 15 16 17 18

A1 G1 A1 G1 A1

0.940 1.324 0.894 1.175 0.492

8 9 10 11 12 13

G1 A1 G1 G1 II II

1.320 0.950 1.325 1.349 1.326 0.579

1 2 3 4 5 6 7  
 G1 A1 G1 G1 A1 G1 G1

1.082 0.830 1.320 1.256 1.021 1.330 0.963

II – 1.6% <sup>235</sup>U. G1 – 3.0% <sup>235</sup>U. A1 – 4.4% <sup>235</sup>U.

11 А – порядковый номер ТВС;

II В – сорт топлива;

.545 D – коэффициент неравномерности  
 энерговыделения по ТВС;

**Рис 3.4 Картограмма. В конце кампании (T = 287.8 сут.).**

VVER-1000 by Artemchuk Cycle 1 T= 287.6 RoAkt= 12.888 KBT=2.9000E+06 HST=245.0 CB= 0.000  
 AVERAGE BURNUP IN ASSEMBLYS (MWT\*D/T U)

RELATIVE POWER-KQN (OTH. Ed.)  
 ПОДОГРЕВА-DTN (DEGREE C)

28

G1

6.58

0.575

14.8

26 27

G1 A1

13.74 5.42

1.084 0.520

26.9 13.4

23 24 25

G1 A1 II

16.16 9.71 8.87

1.221 0.850 0.825

29.6 21.5 20.4

19 20 21 22

G1 A1 G1 II

16.54 11.59 13.92 9.91

1.191 0.937 1.130 0.858

29.4 23.5 28.0 21.7

14 15 16 17 18

A1 G1 A1 G1 A1

12.38 16.33 12.29 15.25 6.70

0.937 1.192 0.964 1.174 0.595

23.5 29.4 24.2 29.0 15.3

8 9 10 11 12 13

G1 A1 G1 G1 II II

16.18 12.41 16.90 17.53 17.14 8.15

1.182 0.937 1.200 1.254 1.261 0.692

29.2 23.5 29.6 30.8 32.0 17.7

1 2 3 4 5 6 7

G1 A1 G1 G1 A1 G1 G1

14.88 11.80 16.42 15.67 13.05 17.14 12.40

1.151 0.932 1.180 1.099 0.971 1.238 0.970

28.5 23.4 29.1 27.3 24.3 30.4 24.3

II – 1.6% <sup>235</sup>U. G1 – 3.0% <sup>235</sup>U. A1 – 4.4% <sup>235</sup>U.

11 A – порядковый номер ТВС;

11 B – сорт топлива;

0.00 C – глубина выгорания В(МВтсут/кг);

0.918 D – коэффициент неравномерности  
 энерговыделения по ТВС;

32.0 E – подогрев теплоносителя( C)

Результаты расчета приведены в таблицах 3.4 и 3.5  
 Таб.3.4 Результаты расчета.

**Параметры критического состояния для исходной загрузки.**

TABLE OF CRIT PARAMETERS CYCLE NUMBER 1 VVER-1000 by Artemch

---

T	Q-t	T-in	Kef	PAP	CB	HST	NRG	K-q (Nk)	K-v (m, n)	UPR	CBcr	Q-line	H1KR
0.0	2900.0	290.0	1.00033	160.0	1.097	245.0	1	1.349(11)	2.140 (4, 4)	1	1.100	349.	0.0 0.0
20.0	2900.0	290.0	0.99949	160.0	1.016	245.0	1	1.338(11)	2.063 (4, 4)	1	1.011	336.	0.0 0.0
40.0	2900.0	290.0	1.00024	160.0	0.950	245.0	1	1.330(11)	1.904 (4, 4)	1	0.952	310.	0.0 0.0
60.0	2900.0	290.0	0.99990	160.0	0.880	245.0	1	1.315(11)	1.748 (4, 11)	1	0.879	285.	0.0 0.0
80.0	2900.0	290.0	0.99961	160.0	0.806	245.0	1	1.312(11)	1.639 (4, 11)	1	0.803	267.	0.0 0.0
100.0	2900.0	290.0	0.99982	160.0	0.727	245.0	1	1.308(11)	1.573 (3, 11)	1	0.725	256.	0.0 0.0
120.0	2900.0	290.0	1.00000	160.0	0.648	245.0	1	1.305(11)	1.532 (7, 11)	1	0.648	250.	0.0 0.0
140.0	2900.0	290.0	1.00003	160.0	0.570	245.0	1	1.299(11)	1.507 (3, 12)	1	0.571	246.	0.0 0.0
160.0	2900.0	290.0	1.00003	160.0	0.493	245.0	1	1.290(11)	1.496 (3, 12)	1	0.493	244.	0.0 0.0
180.0	2900.0	290.0	1.00003	160.0	0.416	245.0	1	1.288(12)	1.485 (3, 12)	1	0.416	242.	0.0 0.0
200.0	2900.0	290.0	1.00003	160.0	0.340	245.0	1	1.270(12)	1.475 (3, 12)	1	0.340	240.	0.0 0.0
220.0	2900.0	290.0	1.00002	160.0	0.263	245.0	1	1.269(12)	1.473 (2, 12)	1	0.263	240.	0.0 0.0
240.0	2900.0	290.0	1.00003	160.0	0.187	245.0	1	1.267(12)	1.476 (2, 12)	1	0.187	241.	0.0 0.0
260.0	2900.0	290.0	1.00005	160.0	0.111	245.0	1	1.265(12)	1.477 (2, 12)	1	0.111	241.	0.0 0.0
280.0	2900.0	290.0	1.00006	160.0	0.036	245.0	1	1.261(12)	1.475 (2, 12)	1	0.036	240.	0.0 0.0
287.8	2900.0	290.0	0.99999	160.0	0.000	245.0	1	1.261(12)	1.476 (2, 12)	2	0.000	240.	0.0 0.0

---

**Таб.3.5 Результаты расчета. Коэффициенты реактивности.**

TABLE OF REAKTIVITY KOEFFICIENTS VVER-1000 by Artemch

---

DG	DT	DTU	*DT*	DNU	DNB	DNKB	BET-EF	BET/L
1.426E-02	-5.496E-06	-1.820E-05	-4.469E-05	-2.493E-06	-3.094E-06	-2.902E-06	7.532E-03	1.228E+01
2.013E-02	8.754E-06	-1.804E-05	-4.213E-05	-2.478E-06	-3.022E-06	-2.841E-06	7.351E-03	1.228E+01
3.280E-02	2.024E-05	-1.772E-05	-5.765E-05	-2.442E-06	-3.042E-06	-2.793E-06	7.186E-03	1.228E+01
4.885E-02	2.964E-05	-1.740E-05	-8.277E-05	-2.401E-06	-3.113E-06	-2.756E-06	7.039E-03	1.228E+01
6.555E-02	3.754E-05	-1.718E-05	-1.109E-04	-2.368E-06	-3.210E-06	-2.732E-06	6.905E-03	1.228E+01
8.257E-02	4.430E-05	-1.702E-05	-1.409E-04	-2.345E-06	-3.327E-06	-2.719E-06	6.780E-03	1.228E+01
9.908E-02	5.028E-05	-1.692E-05	-1.706E-04	-2.328E-06	-3.447E-06	-2.712E-06	6.661E-03	1.228E+01
1.150E-01	5.563E-05	-1.685E-05	-1.996E-04	-2.316E-06	-3.567E-06	-2.706E-06	6.546E-03	1.228E+01
1.306E-01	6.040E-05	-1.680E-05	-2.283E-04	-2.306E-06	-3.687E-06	-2.702E-06	6.436E-03	1.227E+01
1.458E-01	6.463E-05	-1.676E-05	-2.569E-04	-2.299E-06	-3.807E-06	-2.700E-06	6.331E-03	1.227E+01
1.607E-01	6.838E-05	-1.673E-05	-2.853E-04	-2.294E-06	-3.927E-06	-2.698E-06	6.229E-03	1.227E+01
1.754E-01	7.170E-05	-1.671E-05	-3.136E-04	-2.289E-06	-4.048E-06	-2.696E-06	6.132E-03	1.227E+01
1.900E-01	7.463E-05	-1.669E-05	-3.419E-04	-2.285E-06	-4.167E-06	-2.694E-06	6.038E-03	1.227E+01
2.043E-01	7.722E-05	-1.668E-05	-3.702E-04	-2.282E-06	-4.287E-06	-2.691E-06	5.947E-03	1.227E+01
2.185E-01	7.951E-05	-1.667E-05	-3.984E-04	-2.279E-06	-4.405E-06	-2.688E-06	5.860E-03	1.226E+01
2.284E-01	8.318E-05	-1.664E-05	-4.155E-04	-2.274E-06	-4.463E-06	-2.672E-06	5.779E-03	1.226E+01

---

Таб.3.6 Пояснение к выходным данным.

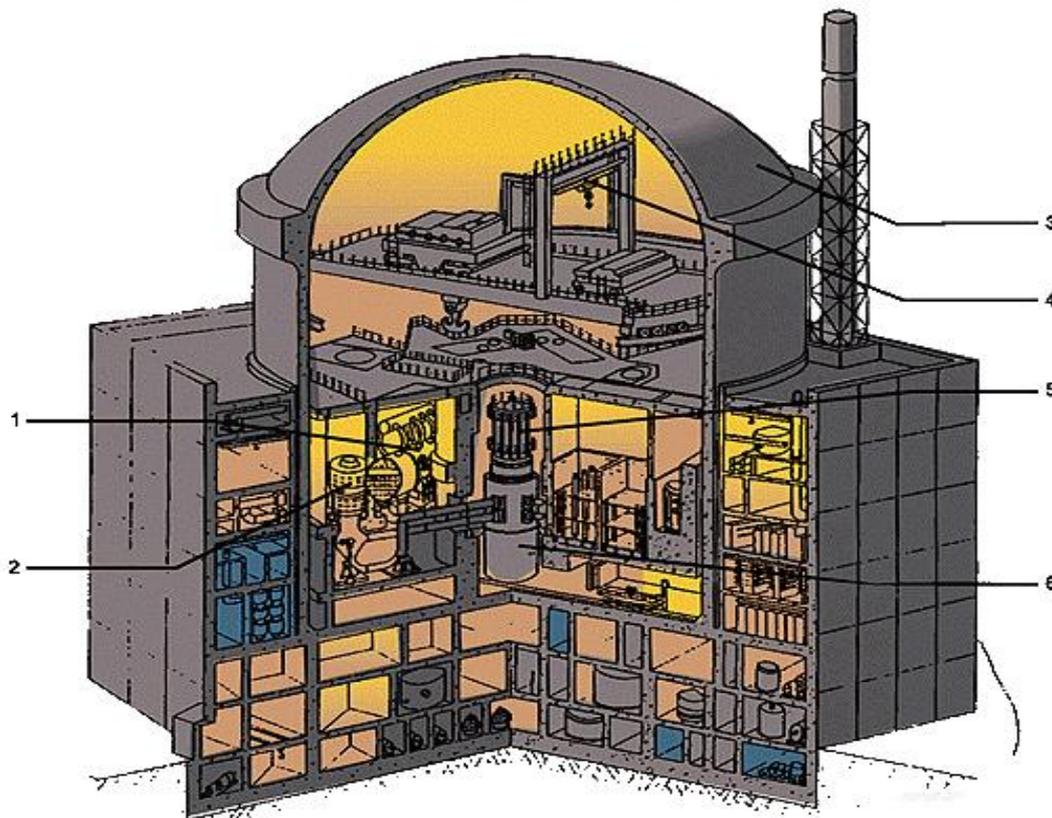
<b>T</b>	Время (эфф. сутки)
<b>Q-T</b>	Тепловая мощность реактора (МВт)
<b>KBT</b>	Номинальная тепловая мощность активной зоны (кВт)
<b>TIN</b>	Температура теплоносителя на входе в активную зону (°С)
<b>KFF</b>	Эффективный коэффициент размножения
<b>PAP</b>	Давление в реакторе (бар)
<b>CB</b>	Концентрация бора в теплоносителе (г/кг)
<b>CBKR</b>	Критическая концентрация бора (г/кг)
<b>H</b>	Высота активной зоны (см)
<b>HST</b>	Высота положения групп регуляторов (см)
<b>NRG</b>	Число рабочих групп регуляторов (шт.)
<b>UPR</b>	Тип управления(1 – управление бором,2– управление стержнями)
<b>KV</b>	Объемный коэффициент неравномерности распределения энерговыделения
<b>K-q</b>	Радиальный коэффициент неравномерности мощности
<b>NM</b>	Номер ТВС с максимальной мощностью
<b>DTU</b>	Температурный коэффициент реактивности по топливу (1/°С)
<b>*DT*</b>	Температурный коэффициент реактивности по теплоносителю (1/°С)
<b>DNB</b>	Мощностной коэффициент реактивности (1/МВт)

**Вывод по нейтронно-физическому расчету.**

В результате проведенных расчетов была обеспечена требуемая кампания реактора, при сформированной топливной загрузке активной зоны: коэффициент неравномерности поля энерговыделения в течение всей кампании был ниже максимально допустимого значения равного 1.350, максимальное значение составило 1,349 в 11-й кассете.

## Конструкция реактора:

### Общий вид блока с реактором ВВЭР – 1000



1. Горизонтальный парогенератор
2. Главный циркуляционный насос
3. Защитная оболочка (ядерного реактора)
4. Перегруз машина
5. Блок с механизмами СУЗ
6. Корпус реактора

#### Общие сведения:

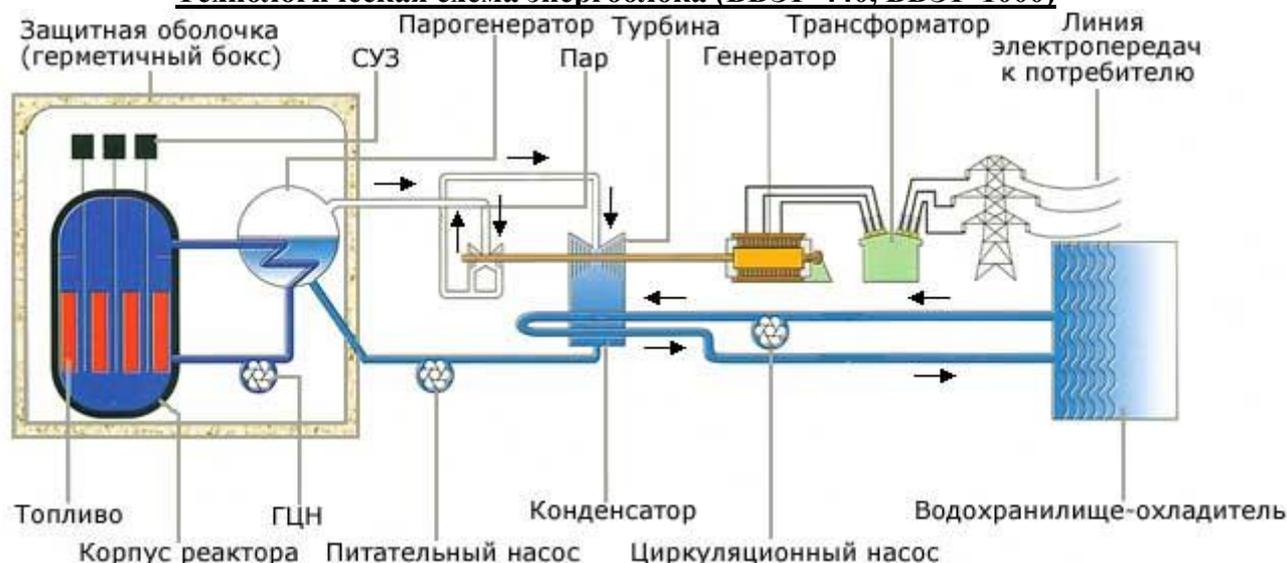
Водо-водяные энергетические реакторы без кипения воды в активной зоне доминируют среди других типов реакторов, эксплуатируемых в мире, в том числе и у нас в стране.

Преимущественное использование водо-водяных реакторов в ядерной энергетике объясняется рядом причин. К ним, прежде всего, следует отнести то, что вода оказалась наиболее подходящим материалом для ядерных реакторов в качестве замедлителя теплоносителя. Надо учесть при этом, что она недефицитна и весьма доступна, издавна используется в различных отраслях техники и поэтому ее свойства хорошо изучены. Как замедлитель вода имеет наивысшую замедляющую способность, поэтому водо-водяные реакторы компактны, обладают сравнительно высоким удельным энерговыделением с единицы объема активной зоны, в связи с чем может быть получена большая мощность с единицы объема. Использование воды одновременно в качестве теплоносителя и замедлителя позволило создать реакторы, сравнительно простые по устройству. Водо-водяные реакторы обладают высокой устойчивостью и саморегулируемостью благодаря отрицательному температурному коэффициенту реактивности. Наведенная активность воды обусловлена короткоживущими нуклидами, что несколько упрощает биологическую

защиту и доступ к оборудованию первого контура. Вода как теплоноситель эффективно отводит тепло.

Несмотря на указанные преимущества воды, использование ее в ядерных реакторах сопряжено и с рядом трудностей. Сравнительно высокое поглощение нейтронов водой отрицательно сказывается на балансе нейтронов в активной зоне и предопределяет применение только обогащенного урана, вследствие чего коэффициент воспроизводства в водо-водяных реакторах сравнительно невысок. Сильное замедление нейтронов в воде может привести к большим локальным неравномерностям распределения энерговыделения. Поэтому при конструировании водо-водяного реактора необходимо предусмотреть равномерное распределение воды в активной зоне. Сравнительно высокая коррозионная активность воды с конструкционными материалами требует специальной и дорогостоящей системы водоподготовки, что заметно сказывается на эксплуатационных затратах. Для получения приемлемой температуры необходимо высокое давление. В связи с ограничением температурного уровня для установок с водо-водяными реакторами характерен цикл с насыщенным паром. Удельный тепловой поток при использовании водного теплоносителя ограничен критическими тепловыми нагрузками. Все это необходимо учитывать при сооружении водо-водяных реакторов. Использование водного теплоносителя позволяет конструировать как реакторы с водой под давлением, так и кипящие.

#### Технологическая схема энергоблока (ВВЭР-440, ВВЭР-1000)



Технологическая схема энергоблоков с реакторами ВВЭР440 и ВВЭР1000 имеет два контура.

Первый контур - радиоактивный. Он включает в себя реактор типа ВВЭР и циркуляционные петли охлаждения. Каждая петля содержит главный циркуляционный насос (ГЦН), парогенератор и две главные запорные задвижки (ГЗЗ). К одной из циркуляционных петель первого контура подсоединен компенсатор давления, с помощью которого в контуре поддерживается заданное давление воды, являющейся в реакторе одновременно и теплоносителем и замедлителем нейтронов. На энергоблоках с реактором ВВЭР-440 имеется по 6 циркуляционных петель, на энергоблоке с реактором ВВЭР-1000 - 4 циркуляционные петли.

Второй контур - нерадиоактивный. Он включает в себя парогенераторы, паропроводы, паровые турбины, сепараторы-пароперегреватели, питательные насосы и трубопроводы, деаэраторы и регенеративные подогреватели. Парогенератор является общим оборудованием для первого и второго контуров. В нем тепловая энергия, выработанная в реакторе, от первого контура через теплообменные трубки передается второму контуру. Насыщенный пар, вырабатываемый в парогенераторе, по паропроводу поступает на

турбину, которая приводит во вращение генератор, вырабатывающий электрический ток.

В системе охлаждения конденсаторов турбин на АЭС используются башенные градирни и водохранилище-охладитель.

### **Первый контур**

Первый контур установки предназначен для отвода тепла, выделяющегося в реакторе, и передачи его во второй контур в парогенератор.

В состав первого контура входят:

- реактор;
- парогенератор;
- главный циркуляционный насос (ГЦН);
- система компенсации давления;
- система подпитки и очистки контура;
- система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ);
- газовые сдувки;
- организованные протечки и дренаж спецводоочистки.

Технический контроль параметров состояния оборудования и трубопроводов, управления и защиты оборудования от повреждений при нарушении в работе первого контура, а также других контуров и систем установки осуществляется системой контроля, управления и защиты.

Энергия деления ядерного топлива в активной зоне реактора тепловой мощностью 3000 МВт отводится теплоносителем с температурой 322°C. Расход воды через реактор 15800 кг/с, а рабочее давление в первом контуре 16 МПа. В парогенераторе теплоноситель отдает тепло рабочему телу и при помощи ГЦН возвращается в реактор.

### **Компоновка АЭС с реактором ВВЭР-1000**

Реакторное отделение представляет собой цилиндрическую бетонную оболочку со сферическим куполом. Все циркуляционные петли одинаковы по длинам, одинаковы по гидравлическому сопротивлению. Циркуляционные петли расположены попарно по обе стороны реактора, в боксах. Между боксами с одной стороны расположены бассейн выдержки и перегрузки, шахта ревизии оборудования реактора, транспортный проем, с противоположной стороны-оборудование системы компенсации давления. Емкости системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) замкнуты попарно на "горячую" и "холодную" нитки трубопровода первого контура.

Реактор установлен на опоре, его корпус расположен в бетонной шахте; которая является и биологической защитной, и несущей конструкцией. Для сухой защиты используется серпентинитовый бетон. Между корпусом реактора и шахтой имеется кольцевой зазор, предназначенный для периодического контроля металла корпуса в связи с требованиями правил. Верхняя часть шахты снабжена гидрозатвором и соединяется с бассейном выдержки. При перегрузке верхний объем шахты вместе с бассейном заливается водой. Нижний объем соединяется проемом, снабженным герметичной дверью, с помещением для машины осмотра корпуса.

Электрическая часть ГЦН находится вне боксов, недоступных во время работы установки, это дает возможность контролировать работу насосов.

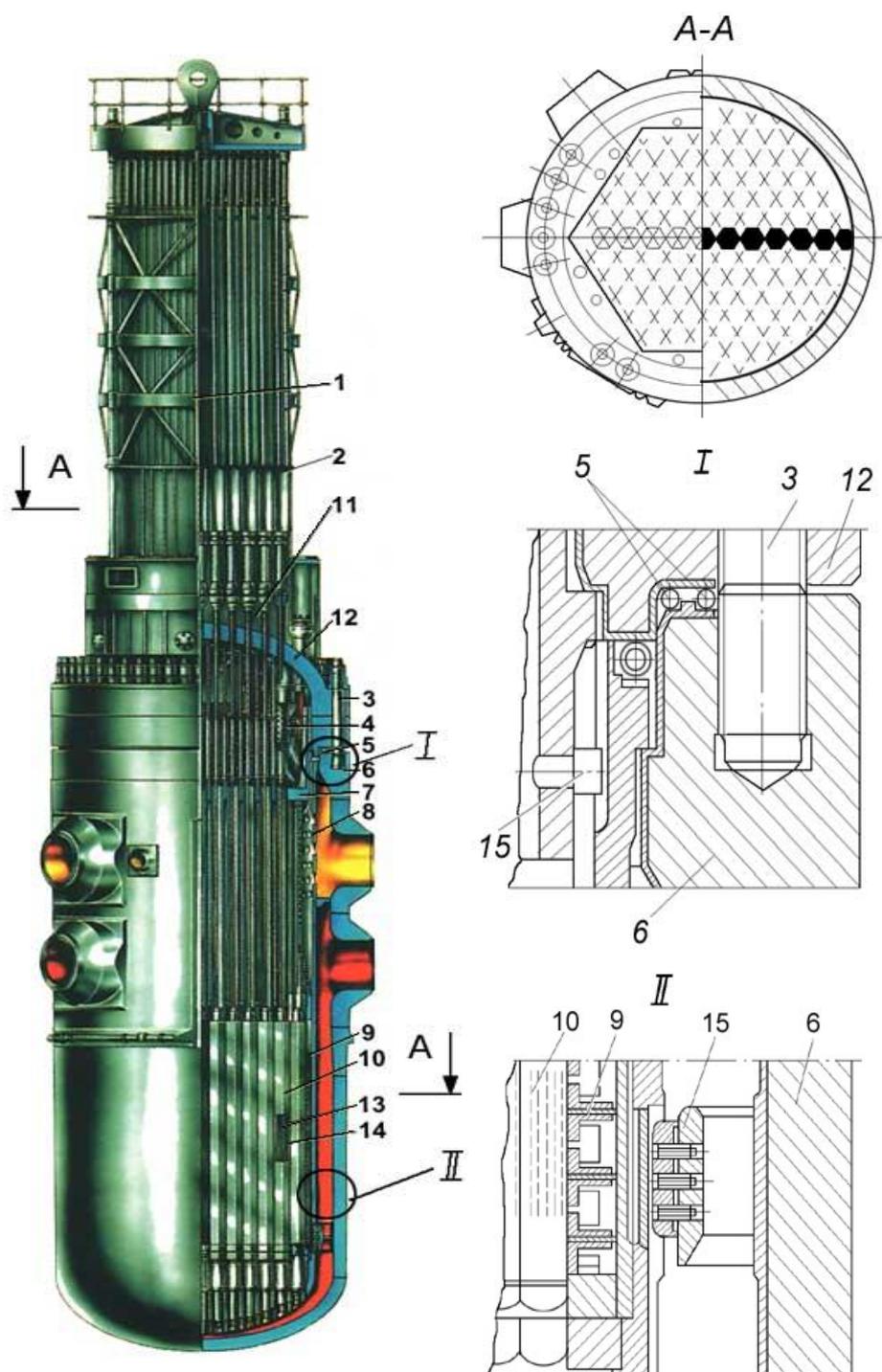
Помещение системы компенсации давления имеет защитное ограждение от боксов ПГ. Основное оборудование реакторной установки транспортируется мостовым краном. Заглубление аппаратного отделения составляет 3,5 м.

Основные пути дальнейшего повышения технического уровня АЭС:

- повышение параметров и слабый перегрев пара, переход на вертикальные парогенераторы;
- повышение тепловой мощности реакторной установки;
- улучшение маневренных характеристик АЭС;
- дальнейшее сокращение объемных показателей реакторного отделения, спец-корпуса; совершенствование конструкций, снижение материалоемкости, снижение трудозатрат;
- применение двойной герметично-защитной оболочки полного давления с промежуточным объемом для организации контроля и отсоса радиоактивных продуктов;
- разработка вопросов централизованного хранения радиоактивных отходов и хранения отработанного топлива.

### **Конструкция реактора ВВЭР1000**

Реактор ВВЭР-1000 корпусного типа, АЗ которого с внутри корпусными устройствами размещена в толстостенном металлическом корпусе, диаметр которого, включая размеры подводящих и отводящих патрубков, не превышает 4.5 м и снабжен съемной сферической крышкой. Вертикальный цилиндрический корпус снабжен двумя рядами патрубков для подвода и отвода теплоносителя (в отличие от ВВЭР-440 корпус ВВЭР-1000 изготавливается с укороченными патрубками, что позволяет несколько увеличить диаметр самого корпуса при сохранении общего железнодорожного габарита). Теплоноситель подводится в реактор через нижний ряд патрубков, по кольцевому пространству между корпусом реактора и подвесной шахтой вода поступает вниз и после разворота на 180° поступает через нижний блок защитных труб в АЗ. В активной зоне теплоноситель нагревается и через перфорацию цилиндрической подвесной шахты отводится через верхний ряд патрубков. Восходящее движение теплоносителя через активную зону имеет преимущество, поскольку в случае отключения ГЦН происходит непосредственный переход к естественной циркуляции. Это упрощает также схему контроля основных параметров на выходе из активной зоны. При указанном направлении движения теплоносителя корпус реактора охлаждается сравнительно холодной водой. Недостатком восходящего движения теплоносителя через активную зону является то, что под действием перепада давления ТВС могут всплыть. Чтобы этого не произошло, верхний блок защитных труб выполняет роль нажимного устройства.



### Реактор ВВЭР-1000

1—верхний блок; 2—привод СУЗ(системы управления и защиты); 3—шпилька; 4—труба для загрузки образцов-свидетелей; 5—уплотнение; 6—корпус реактора; 7—блок защитных труб; 8—шахта; 9—выгородка активной зоны; 10—топливные сборки; 11—теплоизоляция реактора; 12—крышка реактора; 13—регулирующие стержни; 14—топливные стержни; 15—фиксирующие шпонки;

Реактор ВВЭР является реактором корпусного типа с водой под давлением, которая выполняет функцию теплоносителя и замедлителя.

Корпус реактора представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд высокого давления с крышкой, имеющей разъем с уплотнением и патрубки для входа и выхода теплоносителя. Внутри корпуса закрепляется шахта, являющаяся опорой для активной зоны и части внутрикорпусных устройств и служащая для организации внутренних

потоков теплоносителя.

Активная зона реакторов собрана из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС), содержащих тепловыделяющие элементы (ТВЭЛ) стержневого типа с сердечником из диоксида урана в виде таблеток, находящихся в оболочке из циркониевого сплава. В тепловыделяющих сборках ТВЭЛы размещены по треугольной решетке и заключены в чехол из циркониевого сплава. В свою очередь, ТВС также собраны в треугольную решетку с шагом 147 мм (ВВЭР-440) и 241 мм (ВВЭР-1000). Нижние цилиндрические части ТВС входят в отверстия опорной плиты, верхние в дистанционирующую прижимную. Сверху на активную зону устанавливается блок защитных труб, дистанционирующий кассеты в плане и предотвращающий всплытие и вибрацию. На фланец корпуса устанавливается верхний блок с приводами СУЗ, обеспечивающий уплотнение главного разъема. Регулирование реактора осуществляется перемещаемыми регулирующими органами, и как правило, жидким поглотителем.

Теплоноситель поступает в реактор через входные патрубки корпуса, проходит вниз по кольцевому зазору между шахтой и корпусом, затем через отверстия в опорной конструкции шахты поднимается вверх по тепловыделяющим сборкам. Нагретый теплоноситель выходит из головок ТВС в межтрубное пространство блока защитных труб и через перфорированную обечайку блока и шахты отводится выходными патрубками из реактора.

В качестве ядерного топлива используется спеченный диоксид урана с начальным обогащением ураном-235 в стационарном режиме в диапазоне от 2.4 до 4.4 % (масс).

Реактор ВВЭР обладает важным свойством саморегулирования: при повышении температуры теплоносителя или мощности реактора происходит самопроизвольное снижение интенсивности цепной реакции в активной зоне, и в конечной итоге снижение мощности реактора.

### **Корпус реактора ВВЭР1000**

Ответственный элемент водо-водяных реакторов – прочноплотный корпус, несущий высокое давление теплоносителя. Корпус-часть ядерного реактора, предназначенная для размещения в ней активной зоны, отражателей нейтронов и внутрикорпусных устройств и для организации отвода тепла. Корпус имеет патрубки для отвода теплоносителя, а также устройства герметизации внутрикорпусного пространства.

Корпус реактора типа ВВЭР представляет собой сложную конструкцию цилиндрической формы, изготавливаемую из цельнокованых обечаек без продольных сварных швов, что повышает надежность эксплуатации. Нижняя часть корпуса, где расположена активная зона, как правило, выполняется в виде целой цилиндрической оболочки с эллиптическим днищем без каких-либо врезок и отверстий. Входные и выходные патрубки для подсоединения главных циркуляционных трубопроводов теплоносителя, а также другие коммуникации располагаются выше верхней части активной зоны не менее чем на 1000 мм.

При конструировании и изготовлении корпусов ВВЭР ставится задача обеспечения многолетней - (до 30 лет) надежной эксплуатации реактора при различных режимах. Корпус реактора работает в очень жестких условиях: высокие давление и температура теплоносителя, мощные потоки радиоактивного излучения, значительные скорости теплоносителя, который даже при высокой степени чистоты является коррозионно-агрессивной средой. В процессе эксплуатации металл корпуса подвергается периодическим нагрузкам, связанным с колебанием давления и температуры при установившихся и переходных режимах и с понижением давления до атмосферного и температуры до 60 °С при плановых и аварийных остановках. Потоки ядерного излучения, циклические нагрузки и длительное воздействие высокой температуры вызывают постепенное изменение свойств материала. Профилактический осмотр и ремонт элементов корпуса ограничены, вследствие их, больше наведенной радиоактивности. Для работы в

таких условиях предпочтительными материалами являются перлитные низколегированные стали типа 15Х2МФА и 22К. Помимо высоких механических и пластических свойств вышеперечисленные стали технологична при сварке и изготовлении поковок массой до 200000 кг и толщиной до 600 мм. Внутренняя поверхность корпуса обычно покрывается аतिकоррозионной наплавкой, что значительно уменьшает выход продуктов коррозии в воду реактора. Изготовление корпусов ВВЭР, работающих при высоких давлениях (до 16 МПа) и температуре (до 340 °С) теплоносителя, целиком из нержавеющей сталей невозможно вследствие нетехнологичности и низкой прочности их.

В РФ принято заводское изготовление корпусов водо-водяных энергетических реакторов и их перевозка по железным дорогам. В связи с этим максимальные габариты корпуса серийного реактора большой мощности ВВЭР-1000: высота 10880, наружный диаметр по фланцу 4570 мм, укладываются с необходимыми зазорами для перевозки по железным дорогам РФ. Корпус ВВЭР-1000 имеет два ряда патрубков диаметром 850 мм по четыре патрубка в ряду, для подключения четырех циркуляционных петель главного циркуляционного контура.

Применение корпуса с двухрядным расположением патрубков позволяет уменьшить габариты корпуса по патрубкам в плане по сравнению с однорядным расположением, а также упрощает схему циркуляции теплоносителя в реакторе за счет разделения потока теплоносителя сплошной кольцевой перегородкой, что частично исключает появление "горячих" пятен в зоне концентраций напряжений у патрубков корпуса.

Однорядное расположение патрубков на корпусах ВВЭР в свою очередь значительно упрощает технологию и время изготовления корпуса. С увеличением единичной мощности ВВЭР и расширением строящихся АЭС реакторы с однорядным расположением патрубков будут предпочтительнее, так как определяющим фактором будет время изготовления, а не габариты.

Уплотнение главного разъема и крепление крышки к корпусу осуществляются с помощью шпилек, при этом обеспечивается прочное прилегание торца фланца корпуса к торцу фланца крышки. Уплотнение главного разъема ВВЭР-1000 осуществляется двумя прокладками, установленными в канавки на торцевой поверхности фланца крышки. Прокладки изготовлены из труб диаметром 35x5, наружная поверхность которых покрыта никелем.

### Активная зона

Активная зона реакторов типа ВВЭР набирается из сравнительно плотно упакованных ТВС, в которых размещено ядерное топливо. Зазор между ТВС в 2 мм необходим только для свободной установки и выемки в процессе их перегрузки.

Активная зона-часть ядерного реактора, содержащая ядерное топливо, обеспечивающая заданную мощность и условия для инициирования и поддержания управляемой цепной реакции деления ядер.

<b>Основные конструктивные характеристики активной зоны ВВЭР-1000</b>		
Эквивалентный диаметр, мм		3120
Высота, мм		3550
Объём, м <sup>3</sup>		27
Отношение площади замедлителя к площади топлива в поперечном сечении активной зоны		2
Шаг между топливными сборками, мм		241
Рабочее давление, МПа		16
Температура теплоносителя, °С	на входе в реактор	289

	на выходе из реактора	320
Расход теплоносителя через реактор, кг/с		19000
Гидравлическое сопротивление активной зоны, МПа		0.18
Гидравлическое сопротивление реактора, МПа		0.4
Температура теплоносителя на выходе из максимально нагруженной сборки, °С		310
Загрузка ректора топливом, кг		75000
Обогащение топлива, %		4.4 - 3.3
Скорость теплоносителя, м/с:	в патрубке реактора (вход/выход)	9.8/11
	в активной зоне (средняя)	5.5
Среднее время работы между перегрузками топлива, с		$25.2 \cdot 10^6$
Средняя удельная энергонапряженность объема активной зоны, кВт/л		111
Число механизмов регулирования		109

Активная зона реактора набирается из ТВС определенной формы в соответствии с картограммой загрузки реактора. ТВС устанавливаются в опорные ячейки днища шахты своими хвостовиками.

Установленные в реактор ТВС сверху прижимаются блоком защитных труб. Конструкция подпружиненных элементов головки ТВС обеспечивает зажатие ТВС в реакторе, выход из строя какой-либо пружины не повлияет существенно на усилие зажатия.

В регулирующих ТВС активной зоны и защитных трубах БЗТ перемещаются поглощающие стержни, обычно выполняемые в виде пучка поглотительных элементов.

Кроме СУЗ реактора, основанной на механическом принципе, воздействие на реактивность осуществляется также химическим способом; обычно системой борного регулирования осуществляется компенсация медленных изменений реактивности. Предусматривается непрерывный автоматический контроль концентрации борной кислоты в теплоносителе реактора и других системах первого контура.

В аварийных режимах разрыва главных трубопроводов подача борной кислоты в реактор осуществляется с помощью системы аварийного охлаждения зоны, которая обеспечивает аварийный:

- залив активной зоны из емкостей, содержащих водный раствор борной кислоты под давлением,
- аварийный впрыск кислоты высоконапорными насосами и подачу борного раствора низконапорными насосами.

Срабатывание сигнализации, аварийной защиты и блокировок происходит при отклонении контролируемых параметров от допустимого значения. Как правило, в реакторе предусматривается контроль следующих параметров:

- температуры теплоносителя на выходе из ТВС;
- давления теплоносителя на выходе из активной зоны;
- перепада давления на активной зоне;
- концентрации борной кислоты в теплоносителе;
- уровня теплоносителя в реакторе;
- температуры корпуса реактора;
- плотности главного разъема реактора

- приводов СУЗ, датчиков термоконтроля и энерговыделения на крышке реактора;
- плотности нейтронного потока.

Модернизация активных зон ВВЭР в основном происходит по пути усовершенствования ТВС и улучшения гидродинамических характеристик внутрикорпусных устройств, а также улучшения использования топлива.

### **ТВС реактора ВВЭР-1000**

ТВС ВВЭР-1000 представляет собой пучок твэлов, размещенных по треугольной решетке с шагом 12,76 мм. Внутри циркониевой оболочки твэла размером 9,1x0,65 мм располагаются таблетки топлива диаметром 7,53 мм из двуокиси урана; с обогащением по U от 2 до 4,4%. Масса загрузки UO<sub>2</sub> в одном твэле около 1565 г. Твэлы дистанционируются 15 решетками сотового (ячеистого) типа, закрепленными на центральном канале. Решетка представляет собой набор ячеек, приваренных друг к другу и заключенных в обод. На месте центральной ячейки установлена втулка для крепления решетки к центральной трубке. Крепление твэла осуществляется шплинтовкой в нижней решетке. Сама решетка закрепляется в хвостовике ТВС. Осевые усилия в основном воспринимаются шестигранным перфорированным чехлом толщиной 1,5 и размером "под ключ" 238 мм. Высота ТВС с пучком регулирующих стержней составляет 4665 мм. ТВС содержит 317 твэлов, 12 направляющих каналов для стержней регулирования, один канал для датчика замера энерговыделения и полую центральную трубку. В центре шестигранной головки ТВС находится цилиндрическая втулка, в которой крепятся 12 направляющих каналов для поглощающих элементов и канал для датчика замера энерговыделений. Втулка соединяется с шестью углами головки ТВС ребрами, в которых располагаются подпружинные штыри, служащие для зажатия сборки в реакторе, компенсации температурных расширений и технологических допусков. По граням головки расположены окна для выхода теплоносителя из ТВС.

<b>Характеристики ТВС ВВЭР-1000</b>	
Размер ТВС "под ключ", мм	238
Шаг расположения ТВС, мм	241
Толщина стенки ТВС, мм	1.5(с перфорацией 25% поверхности)
Высота ТВС с пучком регулирующих стержней и СВП, мм	4655
Число твэлов в ТВС	317
Шаг размещения твэлов, мм	12.76
Число направляющих каналов для стержней регулирования	12
Число каналов для датчиков замера энерговыделений	1
Размеры направляющих каналов и канала для датчика замера энерговыделений, мм	12.6'0.85
Размеры центральной трубки, мм	10.3'0.65

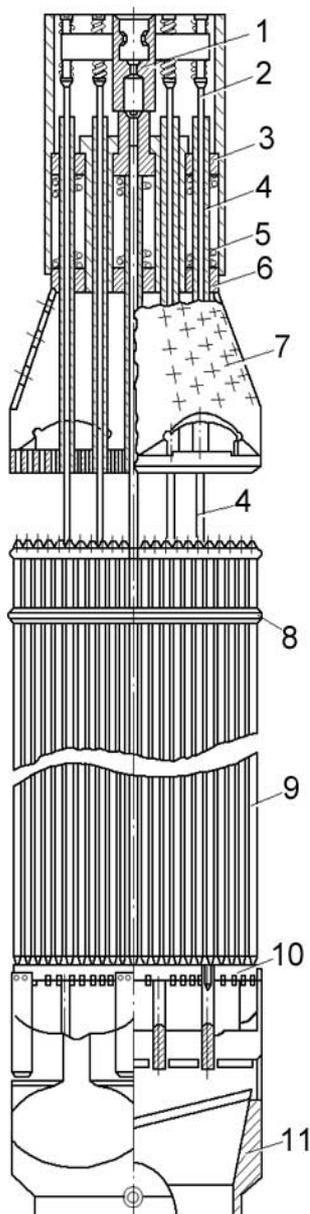
В 109 ТВС имеются подвижные регулирующие стержни, представляющие собой пучок из 12 пэлов, имеющие пружинные подвески на специальной траверсе. Траверса имеет захватную головку для соединения со штангой исполнительного механизма СУЗ. Пэл представляет собой трубку из нержавеющей стали 8,2x0,6 мм, заглушенную с обоих концов. Внутри трубки находится сердечник регулирующего стержня диаметром 7 мм,

изготовленный из материала с большим сечением поглощения тепловых нейтронов-сплав алюминиевый +  $\text{Eu}_2\text{O}_3$ . Высота столба поглощающего материала 3740 мм.

Характеристики регулирующего стержня и СВП ВВЭР-1000	
Размеры оболочки регулирующего стержня и СВП, мм	8.20.6
Материал оболочки	Нержавеющая сталь
Диаметр сердечника регулирующего стержня и СВП, мм	7
Материал сердечника регулирующего стержня	$\text{Eu}^{203}$ +алюминиевый сплав
Материал сердечника СВП	Бор в циркониевой матрице
Концентрация естественного бора в материале СВП, %	1

Регулирующие стержни предназначены для быстрого прекращения ядерной реакции в аварийных ситуациях, поддержания заданного уровня мощности, перехода с одного уровня на другой в автоматическом режиме и компенсации изменений реактивности перемещением поглотителя в активной зоне. Компенсация выгорания и медленных изменений реактивности производится варьированием концентрации борной кислоты в теплоносителе. В 42 периферийных ТВС установлены стержни с выгорающим поглотителем (СВП) (1 % по массе естественного бора циркониевой матрицы). Они предназначены для выравнивания поля энерговыделения и снижения размножающих

свойств у периферийных ТВС, с обогащением топлива 4,4 % в начале кампании. Конструктивно пучок СВП и пучок пэлов выполнены идентично, но пучок СВП жестко закреплен в траверсе и не имеет пазов для соединения со штангой механизма СУЗ. Пучок СВП закреплен неподвижно в кассете вместо пучка пэлов. Высота столба выгорающего поглотителя в стержне 3500 мм.



ТВС располагаются в днище шахты, служащей для крепления и правильного размещения нижней части ТВС. Ориентация ТВС в планет однозначна и определяется посадкой в паз днища пальца на хвостовике сборки. Сверху головки ТВС прижимается решеткой блока защитных труб, в которых имеются дистанционирующие элементы, определяющие правильное положение, рабочих ТВС. Дистанционирование 42 периферийных (нерегулируемых) ТВС производится глухими втулками, закрепленными на нижней плите блока. Общее количество ТВС в активной зоне ВВЭР-1000 НВАЭС 151 шт., из них с регулирующими, стержнями 109 шт. Все ТВС устанавливаются в реактор, и извлекаются из него как вместе с регулирующими стержнями и пучками СВП, так и без них.

Головка, хвостовик, опорные и дистанционирующие решетки ТВС изготовлены из нержавеющей стали, а шестигранные чехлы и направляющие каналы выполнены из циркониевого сплава.

#### Безчехловая ТВС ВВЭР

- 1 — траверса регулирующих стержней;
- 2-пэл;
- 3 — подвижная часть головки;

- 4 — направляющая труба пэлов;
- 5 — пружина;
- 6 — неподвижная часть головки;
- 7 — отверстия для прохода теплоносителя;
- 8 — дистанционирующая решетка;
- 9 — твэл;
- 10 — опорная нижняя решетка;
- 11 — хвостовик.

ТВС реактора ВВЭР состоит из верхней головки, корпуса и хвостовика. Корпус шестигранной формы размером под ключ 234 мм. Общей тенденцией в разработке ВВЭР является повышение и в то же время оптимизация единичной мощности, увеличение КПД, повышение надежности отдельных узлов и безопасности эксплуатации, а также введение стандартизации и унификации основных узлов и механизмов, что является выгодным и целесообразным не только при изготовлении оборудования на машиностроительных заводах, но и при эксплуатации, производстве ремонтных работ, изготовлении запасных частей. Кроме того, стандартизация и унификация узлов и основных механизмов приводят к повышению качества оборудования.

Со времени пуска в эксплуатацию АЭС с ВВЭР как у нас в стране, так и за рубежом конструкции ТВС претерпели значительные изменения. На первоначальном этапе проектирования и эксплуатации ТВС были с защитной оболочкой, т. е. чехловые (типа ВВЭР-440), затем появились сборки с перфорированным чехлом. В настоящее время на всех проектируемых и строящихся АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 преимущество отдано бесчехловым ТВС.

Бесчехловые ТВС позволяют решить следующие вопросы:

- улучшить перемешивание теплоносителя в активной зоне;
- уменьшить зазор между соседними ТВС, что позволяет разместить в одном и том же объеме корпуса большее количество ТВС, тем самым увеличить мощность реактора;
- снизить неравномерность энерговыделения за счет плотной упаковки твэлов;
- уменьшить гидравлическое сопротивление ТВС;
- повысить надежность охлаждения в аварийных режимах, связанных с течью теплоносителя за счет поперечной растечки воды из системы аварийного охлаждения;
- увеличить количество регулируемых стержней на одну ТВС с целью повышения прочностных свойств силового каркаса сборки и снижения количества приводов СУЗ;
- снизить количество дорогостоящего материала (циркония), применяемого в ТВС.

Твэлы в ТВС закреплены в строго определенных местах с помощью дистанционирующих и крепежных элементов. Твэлы в шестигранной ТВС обычно расположены по треугольной разбивке. Дистанционирование стержневых твэлов осуществляется решетками различного типа.

Опорой для пучка твэлов и направляющих каналов служит нижняя решетка, представляющая собой сильно перфорированную плиту с круглыми отверстиями, расположенными согласно разбивке твэлов, к отверстиями, обычно произвольной формы, для прохода теплоносителя. Круглые отверстия служат для крепления концевиков твэлов.

Нижняя решетка через систему подкрепляющих ребер соединяется с хвостовиком ТВС. Нижняя часть хвостовика ТВС обычно имеет форму цилиндра. ТВС устанавливается в ячейку днища шахты цилиндрической частью хвостовика.

Головка бесчехловых ТВС состоит из неподвижной части, которая приваривается к

каркасу направляющих труб, и подвижной. Между неподвижной и подвижной частями устанавливаются пружины, обычно фиксируемые направляющими трубами для зажатия сборки в реакторе, компенсации температурных расширений узлов ТВС и технологических допусков изготовления ТВС. В конструкции головки ТВС предусматривается подпружиненный шток для частичного демпфирования падения пучка регулирующих стержней при срабатывании аварийной защиты.

Для аварийной остановки реактора, автоматического поддержания мощности на определенном уровне и перевода с одного уровня мощности на другой, компенсации быстрых изменений реактивности, выравнивания поля энерговыделений применяются, регулирующие стержни - пэлы.

Пучок пэлов обычно собирается из 15-20 стержней, увеличение количества стержней в одной ТВС приводит к уменьшению приводов СУЗ. Твэлы крепятся на пружинных подвесках общей траверсы регулирующих стержней. Оболочка поглощающего элемента, как правило, изготавливается из нержавеющей стали. Поглощающий материал, обычно карбид бора ( $B_4C$ ), заполняет оболочку, которая глушится концевыми деталями.

Надежность и безопасность ТВС при эксплуатации, в частности бесчехловых, обеспечивается конструкционными мерами:

- твэлы в сборке закреплены так, что имеют возможность свободного температурного роста;
- твэлы жестко крепятся в нижней опорной решетке для исключения осевого перемещения;
- дистанционирующие решетки расположенные через 225-250 мм по высоте пучка, препятствуют возникновению вибрации твэлов и их соприкосновению;
- контроль плотности нейтронного потока в активной зоне осуществляется датчиками замера энерговыделения, размещенными в центральном канале ТВС;
- ТВС надежно зажаты в реакторе за счет размещения в головке достаточного количества (до 18) пружин.

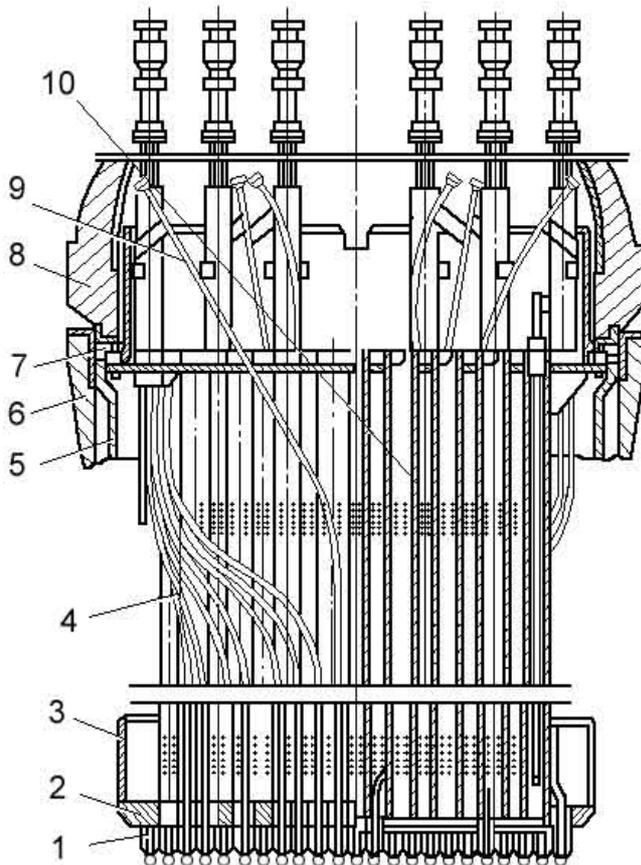
Выход из строя одной-двух пружин существенно не повлияет на усилия зажатия-сборки.

### **Верхний блок реактора**

Верхний блок реактора-устройство, предназначенное для уплотнения корпуса, размещения приводов системы управления и защиты (СУЗ) и организации перемещения аппаратуры внутриреакторного контроля. В состав верхнего блока входят крышка реактора с патрубками, металлоконструкции и приводы СУЗ. В реакторе в качестве органов СУЗ используется кластерное регулирование. Всего в ТВС находится 331 стержень, из них 312 твэлов, 18 направляющих трубок для ПЭЛов и одна центральная каркасная трубка. Все 18 подвижных поглощающих стержней имеют один общий электромагнитный привод с шаговым двигателем. Охлаждение приводов СУЗ воздушное, что вполне обеспечивает теплоотвод. При использовании кластеров отпала необходимость в вытеснителях, так как при их перемещении объем воды в активной зоне не изменяется. Преимущество кластеров является еще и то, что они относятся к “легким” органам СУЗ и сравнительно слабо искажают распределение энерговыделения по сравнению с “тяжелыми” – поглощающими сборками. Толщина крышки зависит от внутреннего давления в реакторе. На крышках монтируются чехлы для размещения приводов системы управления и защиты реактора, патрубки для вывода датчиков температурного контроля и энерговыделения. Во фланцах крышек выполняются отверстия под шпильки главного разъема. Уплотнение главного разъема должно обеспечивать надежное герметичное соединение крышки с корпусом реактора и технологичность монтажа и демонтажа верхнего блока при перегрузках реактора. Элементы электрооборудования верхнего блока

(приводы СУЗ, штепсельные разъемы датчиков внутриреакторного контроля), как правило, охлаждаются воздухом с помощью системы принудительной вентиляции. Систему вентиляции верхнего блока организуют вытяжного типа. вокруг каждого привода.

### Блок защитных труб



- 1—ловители кассет;  
 2—плита;  
 3—дистанционирующая обечайка;  
 4—трубка датчиков температурного контроля;  
 5—обечайка шахты;  
 6—корпус реактора;  
 7—пружины;  
 8—крышка реактора;  
 9—трубка датчиков энерговыделения; 10—защитная труба.

Блок защитных труб (БЗТ) предназначен для фиксации головок ТВС ядерного реактора, удержания от всплытия внутрикорпусных устройств и ТВС активной зоны, защиты рабочих органов, СУЗ от воздействия потока теплоносителя.

Конструктивно БЗТ состоит из:

- нижней перфорированной плиты, имеющей устройства для фиксации головок ТВС-ловители ТВС и в

которой закрепляются нижние концы защитных труб и каналов внутриреакторного контроля;

- из верхней плиты, в которой крепятся верхние концы защитных труб и узлы вывода;
- каналов внутриреакторного контроля;
- защитных труб-основной детали БЗТ, они защищают рабочие органы СУЗ и основную часть каналов внутриреакторного контроля от прямого воздействия теплоносителя;
- перфорированной обечайки, предназначенной для улучшения условий выравнивания потока теплоносителя перед выходными патрубками реактора, а также для соединения верхней и нижней плит.

Количество и диаметр защитных труб в основном определяются конструкцией привода СУЗ и ТВС, а также эффективностью рабочих органов СУЗ. В настоящее время на реакторах типа ВВЭР наблюдается тенденция уменьшения количества приводов СУЗ и увеличения количества пэлов в регулирующем стержне, что снижает удельную затрату металла на единицу вырабатываемой энергии и упрощает подготовку реактора к перегрузке топлива.

В защитных трубах СУЗ устанавливаются направляющие каркасы, в которых перемещаются на значение рабочего хода органы регулирования. В конструкции

направляющего каркаса предусматривается канал для установки чехла под термопару системы контроля температуры на выходе из активной зоны реактора. В защитных трубах меньшего диаметра, количество которых определяется разводкой внутриреакторного контроля, размещаются направляющие каналы сборок нейтронного измерения и чехлы под термопары. В конструкции БЗТ предусматривается также установка каналов нейтронного измерения и чехлов термопар в защитные направляющие каналы, приваренные на наружной поверхности перфорированной обечайки блока защитных труб. При количестве приводов СУЗ, соизмеримом с количеством ТВС в реакторе, внутри защитных труб устанавливаются каналы под сборки нейтронного измерения и термопары, которые одновременно служат направляющими элементами для регулирующего стержня СУЗ.

Для удобства монтажа чехлы внутриреакторного контроля над верхней плитой блока защитных труб группируются в несколько пучков, которые объединяют четыре-пять чехлов. Эти пучки обычно закрепляются и дистанционируются на верхней решетке БЗТ при помощи опорных конструкций.

Перфорация нижней плиты рассчитывается так, чтобы была возможность обеспечить скорость теплоносителя, равную скорости на выходе из тепловыделяющихборок. В верхней решетке БЗТ предусматриваются отверстия для организации охлаждения крышки реактора и узлов уплотнения главного разъема. К верхней плите БЗТ приваривается обечайка с опорным фланцем, с помощью которого ориентируют в плане и фиксируют БЗТ в верхней части шахты от вибрации и смещения. Нижней частью БЗТ устанавливается на подпружинные штыри головок тепловыделяющихборок, сверху он поджимается фланцем крышки верхнего блока при затяжке уплотнения главного разъема реактора.

### **Оборудование для перегрузки реактора**

Для поддержания нормальной работы реактора необходимо выполнять в определенной последовательности операции с топливом. К ним относятся: подготовка топлива к перегрузке, перегрузка топлива и установка его в зоне выдержки для уменьшения радиационной и тепловой активности.

Обычно под термином "перегрузка топлива" подразумевается загрузка в активную зону реактора свежего топлива и удаление отработанного, а также. перестановка тепловыделяющихборок внутри активной зоны. Перегрузка топлива производится при полном выключении реактора, со съемом верхней крышки. Перегрузка осуществляется один раз в год, с заменой только 1/3 отработавших ресурс ТВС, а остальные после их перестановки для выравнивания энерговыделения по сечению активной зоны продолжают работать. При этом свежее топливо при каждой очередной частичной перегрузке загружается на периферию АЗ, а в центральной области размещается вперемежку частично выгоревшее топливо, простоявшее соответственно 1 и 2 года. Все оборудование, при помощи которого проводится перегрузка топлива, подразделяется на оборудование для установки свежего топлива в реактор и удаления отработанного и оборудование для подготовки выполнения этих операций. При помощи последнего проводится установка свежего топлива в перегрузочную машину, подготовка загрузочных патрубков, приведение их в нормальное рабочее состояние и т. д.

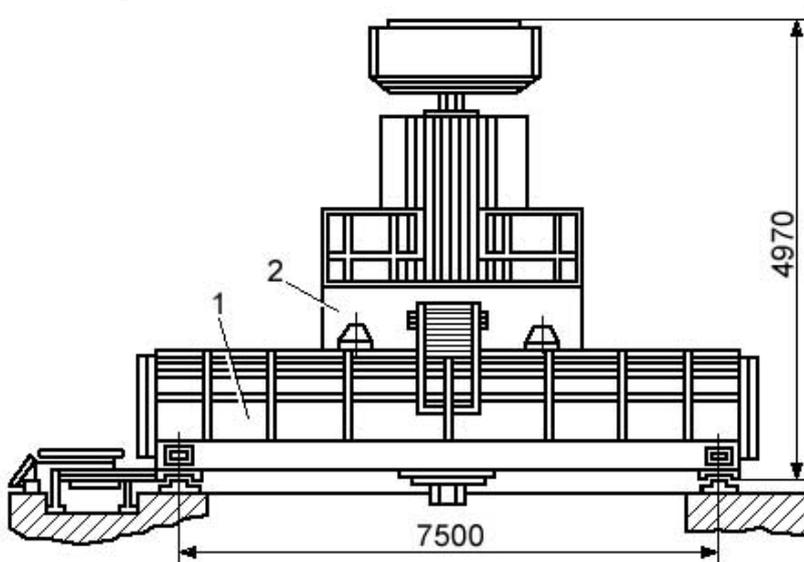
Перегрузочное оборудование работает в тяжелых условиях, подвергаясь воздействию нейтронного и  $\gamma$ -излучений, а также коррозионной среды. В то же время перегрузочное оборудование должно быть достаточно надежным, так как выход его из строя во время перегрузки может привести либо к аварии, либо к длительному простоя реактора.

На всех действующих, строящихся и проектируемых АЭС с ВВЭР перегрузка осуществляется при остановленных реакторах и снижении давления в корпусе реактора до атмосферного. Топливо из реактора удаляется только сверху. Существуют два способа перегрузки: "сухая", когда ТВС, удаленные из реактора, перемещаются в зону в

герметичном транспортном контейнере, и "мокрая", когда ТВС, удаленные из реактора, перемещаются в зону выдержки по каналам, заполненным водой.

Отличие их заключается в различных способах транспортировки отработавших ТВС от зоны реактора до зоны выдержки, а также в различном перегрузочном оборудовании: в "сухой" перегрузке используют реакторный кран; манипулятор зоны реактора; транспортный контейнер; контейнепровод и манипулятор зоны выдержки, а в "мокрой" - только реакторный кран и манипулятор. Правда, здесь для мокрой перегрузки указан состав перегрузочного оборудования на вновь строящихся АЭС, на многих действующих АЭС единиц оборудования имеется больше.

На ВВЭР-1000 зона выдержки размещена вблизи зоны реактора. ТВС, извлеченная манипулятором из активной зоны реактора, поступает под слоем воды к шлюзу, соединяющему зону реактора с бассейном выдержки, в котором сборка устанавливается в стеллажи. Затем манипулятор извлекает свежую сборку из стеллажей, расположенных рядом, и перемещает ее по тому же пути к активной зоне реактора, но в обратном направлении.



**Перегрузочная машина ВВЭР**

- 1 — мост;
- 2 — тележка

Перегрузочная машина предназначена для перемещения ТВС ядерного реактора под слоем воды с выполнением следующих операций:

- выгрузка отработавших ТВС из реактора, транспортировка и установка их в ячейки стеллажа бассейна выдержки;
- выгрузка свежих ТВС из герметичных пеналов в стеллажах бассейна выдержки;
- транспортировка свежих ТВС из бассейна выдержки и установка их в реактор;
- ерестановка ТВС внутри реактора;
- ыгрузка ТВС из реактора, транспортировка и установка их в пеналы контроля герметичности оболочек (КГО);
- установка-извлечение пробок в пеналах КГО и герметичных пеналах;
- перегрузка проверенных ТВС из пеналов КГО в реактор или бассейн выдержки в зависимости от результатов контроля;
- зачистка посадочных гнезд под ТВС с помощью специального устройства;
- осмотр зоны реактора, посадочных гнезд под ТВС в днище корзины и наблюдение за проведением операций по сцеплению-расцеплению рабочей штанги с транспортируемыми элементами с помощью телевизионных камер.

Перегрузочная машина состоит из напольного моста с установленной на нем передвижной тележкой с рабочей штангой и другими механизмами. Управление машиной производится дистанционно с пульта управления или с пульта местного управления вручную, установленного на мосту в кабине.

Контроль наведения перегрузочной машины на заданную координату аппарата или бассейна выдержки выполняется по шкалам сельсинов индикаторов, сигналы на которые

подают сельсины-датчики сельсинных блоков места и тележки. Визуальный контроль наведения осуществляется также по индикатору наведения, установленному в кабине управления. Контроль за работой машины над реактором или бассейном выдержки ведется по видеоконтрольному устройству телевизионной системы, также расположенному в кабине. Кабина машины снабжена принудительной циркуляцией и рассчитана на работу двух человек - оператора и физика.

**Работа перегрузочной машины.** За счет перемещения моста и тележки оператор с пульта управления наводит ось рабочей штанги на заданную координату. С помощью механизма перемещения рабочей штанги, установленного на тележке, производится опускание штанги до тех пор, пока захват не состыкуется с выбранной кассетой для перегрузки.

Захватывание кассеты осуществляется поворотом внутренней секция рабочей штанги на угол  $90^\circ$  по часовой стрелке механизмом поворота. Подъемам рабочей штанги захваченная ТВС извлекается из реактора и транспортируется в бассейн выдержки. Опусканием рабочей штанги ТВС устанавливается в ячейку стеллажа (чехла, гермопенала) бассейна выдержки. Поворотом внутренних секций на угол  $90^\circ$  против часовой стрелки с помощью механизма поворота осуществляется расцепление захвата с ТВС. Подъемом перегрузочной штанги захват выводится из зацепления с ТВС. Аналогично производится работа со всеми перегружаемыми элементами.

Рабочая штанга перегрузочной машины предназначена для захвата, переноса и установки элементов ядерного реактора под слоем воды.

Штанга расположена в направляющей трубе с бронзовыми вкладышами, которая крепится на тележке. На направляющей трубе расположено приводное зубчатое колесо с реечным приводом подъема, сцепляемое с рейкой, закрепленной на реечной секции. Приводное зубчатое колесо предназначено для подъема, опускания и дожатия перегружаемого элемента.

Штанга выполнена телескопической и состоит из следующих узлов и механизмов:

- трех подвижных секций-наружной (реечной), средней, внутренней (первой) секций, причем первая секция снабжена захватной головкой;
- тросового привода подъема, соединенного тросом с внутренней секцией для перемещения первой секции относительно средней и реечной, соединенных в один узел, либо первой и средней относительно, реечной;
- тросового привода подъема (опускания) кластера, соединенного тросом с захватом) кластера, для перемещения кластера относительно первой секции;
- секции поворота, на которую насажена рама с зубчатым венцом для зацепления перегружаемого элемента вращением относительно реечной, первой и средней секции;
- секции поворота расположены между реечной и средней секциями и опираются через подшипниковые узлы на;
- реечную секцию;
- подшипниковые узлы позволяют вращаться секции поворота вокруг своей оси со, средней и первой секцией, расположенными в секции поворота.

Для контроля угла поворота на штанге предусмотрены кинематический редуктор и командоаппарат с сельсинами-датчиками. Кинематический редуктор соединяется с секцией поворота через, зубчатую передачу. Привод, поворота, кинематический редуктор и командоаппарат крепятся на, кронштейнах, прикрепленных к платформе. Платформа крепится на реечной секции, причем положение платформы на, реечной секции фиксируется штырем, входящим в, паз основания платформы. Платформа является несущей конструкцией всей штанги и подвешивается на тележке перегрузочной машины на тросах за кронштейны. На раме с зубчатым венцом расположен механизм фиксации,

предназначенный для фиксации средней, секции в крайнем верхнем и крайнем нижнем положениях относительно секции поворота. Первая секция рабочей штанги является одним из основных органов рабочей штанги и состоит из фиксирующей трубы, направляющей трубы и захватной головки.

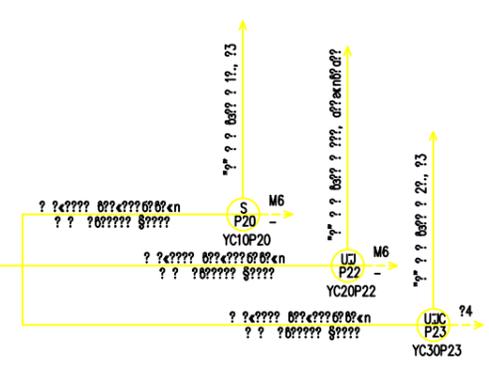
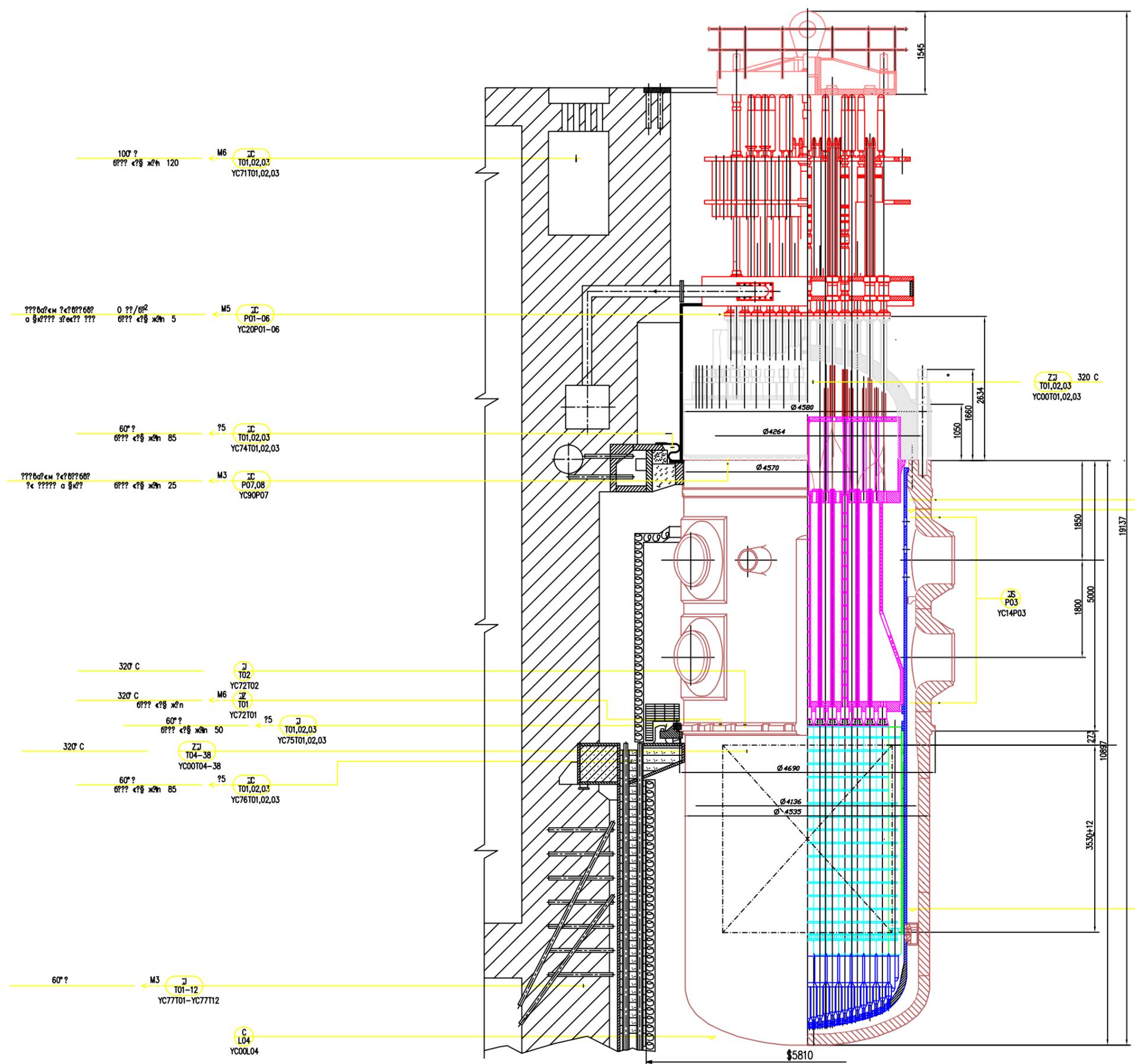
При нормальной эксплуатации подъем секции осуществляется за рабочий трос, а в случае обрыва рабочего троса нагрузка воспринимается аварийным тросом.

Для уменьшения динамических нагрузок, возникающих при обрыве рабочего троса, и передачи их на аварийный трос предусмотрена пружина, которая предварительно поджимается. Захватная головка крепится болтами к первой секции и состоит из: стержня, фиксирующей втулки, поджимаемой пружинами, ограничителя угла поворота, запрессованного в стержень.

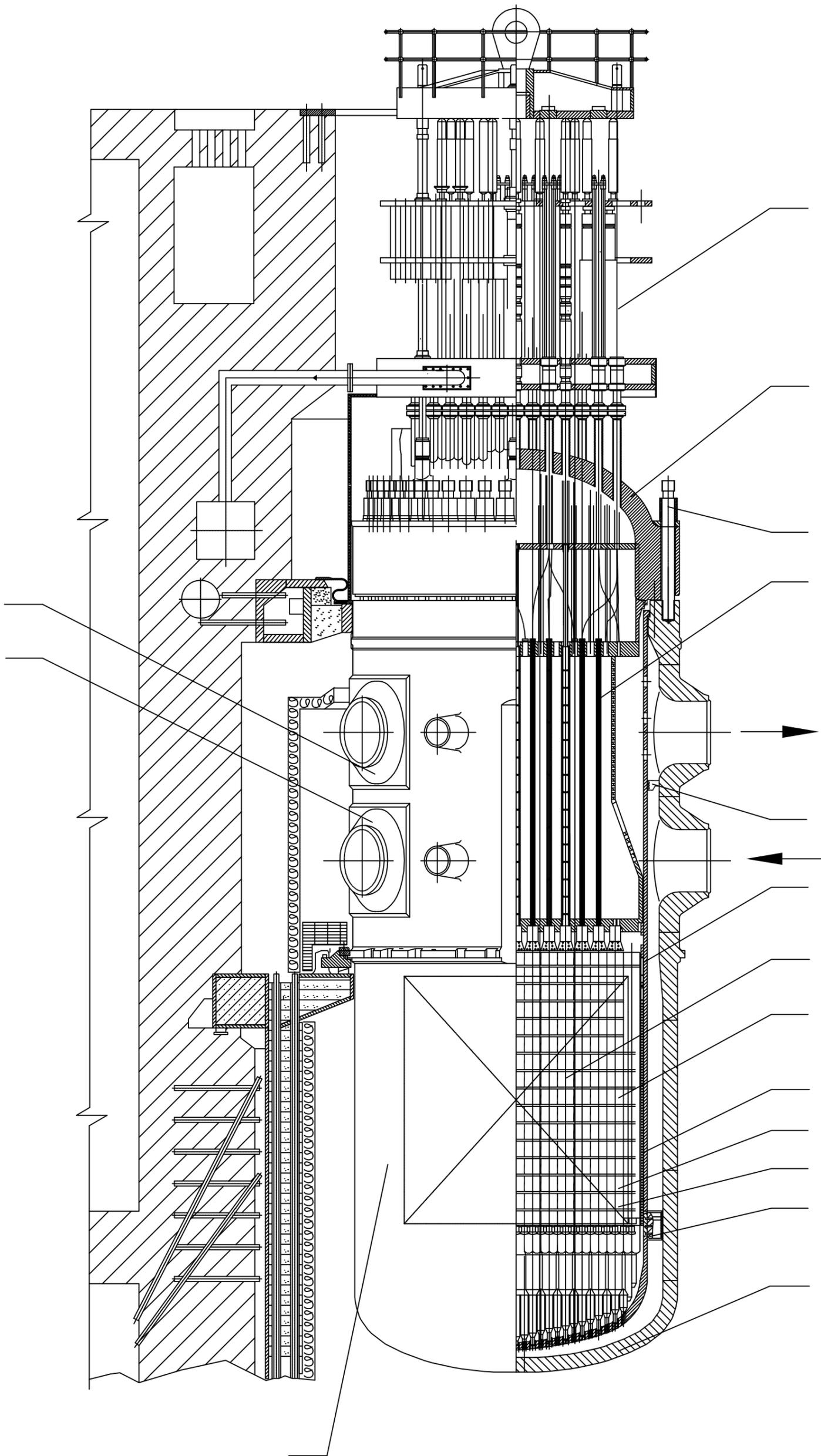
Зацепление рабочих элементов осуществляется головкой захвата за счет опускания и поворота захвата со штангой при неподвижном рабочем элементе на угол  $90^\circ$  по часовой стрелке, расцепление производится поворотом на этот же угол в другую сторону.

**Литература:**

1. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы: Учебник для вузов. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990.- 352 с.
2. Термодинамические свойства жидкостей и газов. Программа Computer-Aided Thermodynamic Tables 2. Copyright(c) 1997, by John Wiley&Sons, Inc.
3. Программа БИПР – 7. Инструкция для пользователей. – М.: 1989.
4. Эксплуатационные режимы ВВЭР. Ф.Я. Овчинников, В.В. Семенов. –3-е издание, переработанное и дополненное. М. Энергоатомиздат. 1988.



									1.??132.??-94	????
									?? ?b? a	
N	???	???	??????	??					??60	??68??
?	???	???	???	???					1	1
?	???	???	???	???						
?	???	???	???	???						
?	???	???	???	???						
???	???	???	???	???						??-1



Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата	Лист	Масса	Материал
Разработчик					1		
Проверен					Лист	Листов	
Утвержден							
Исполнитель							
Инженер							
Механик							
Электромеханик							

**Реактор ВВЭР**

Реактор ВВЭР  
продольный разрез