

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕАТОРЫ: ИССЛЕДОВАНИЕ АКТИВНЫХ ЗОН

М.А. Кабанова
Томский политехнический университет
ЭНИН, АТЭС, группа 5011

Современная атомная энергетика идет по эволюционному пути: вплоть до 2020 г. планируется по проектам АЭС -2006,-10..-20 внедрение и эксплуатация реакторов типа ВВЭР-1000. Далее наступает век инновационный с реакторами бридерами (БН-1200) и корпусными легководными реакторами программы Супер-ВВЭР, основные физические свойства которых представлены в таблице 1.

Табл. 1. Физические характеристики перспективных реакторов [1]

	ВВЭ P-S	В-670 СКД И	ПВЭР- 650	ПДСК -600	ВВЭ Р - СКД	ВК- М	БН- 1200
Мощность тепл./эл., МВт	1820 /600	1635/ 670	1750/6 50	1470/6 20	3830/ 1700	3000 /103 5	2900/ 1200
КПД брут- то, %	34	41	37	42,5	44	34	42
контуры	1	2	2	2	1	1	3
$T_{\text{вход/вых}}$ о°С	287/ 329	375/ 395	349/ 368	388/50 0	290/ 540	289/ 292	550/ 410
Выгорание МВт·сут	56	40	67	57	40	26	138
КВ	0,94	0,89	1,01	1,0	0,94	0,97	1,2

Рассмотрено 6 перспективных проектов одноконтурных и двухконтурных РУ с возможностью их использования в замкнутом топливном цикле (ЗТЦ): ВВЭР-S – реактор с использованием спектрального регулирования для наработки плутония и охлаждаемый водой докритических параметров; В-670 СКДИ – двухконтурный реактор интегрального типа со сверхкритическим давлением теплоносителя в 1-м контуре, ПВЭР-650 – корпусный реактор, охлаждаемый пароводяной смесью, ПДСК-600 – паровой бридер в закритической области давления реактора с быстрым спектром нейтронов; ВВЭР-СКД – одноконтурный реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов с двухзаходной активной зоной со сверхкритическим давлением в пря-

моточном одноконтурном исполнении; ВК-М – одноконтурный кипящий реактор с быстрым спектром нейтронов.

ВВЭР-СКД - единственный, соответствующий всем критериям водоохлаждаемых реакторов 4-го поколения Он экономически эффективен, имеет высокий КПД, низкую металлоемкость, использует МОХ-топливо: в загрузке со своим ОЯТ нужно около 160 кг плутония в год.

Проблему накопленных отходов позволит решить совмещение двух технологий: БН и ВВЭР-СКД. Для замыкания ядерного топливного цикла разрабатывается БН-1200 на оксидном и нитридном топливе с уменьшенным подогревом теплоносителя и оболочек. Планируется поэтапно увеличивать максимальное выгорание уран-плутониевого топлива до 20%, что снизит затраты на производство ТВС (топливная сборка) и уменьшение диаметра ТВЭЛа (тепловыделяющий элемент) до 9,3 мм, поэтому энергетика заинтересована в развитие новых конструкций твэлов. Например для ВВЭР-1000 рассматривается в дальнейшем возможность использования таблеток 7.8 мм без отверстия с соответствующим изменением толщины оболочек 9.10x0.57мм. (Рис.2)

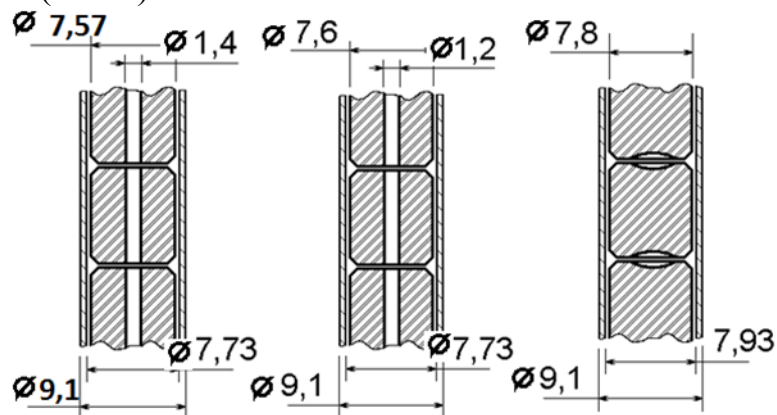


Рис.1. Совершенствование конструкции ТВЭЛа ВВЭР-100

В данной работе был рассчитан основной тип реактора и изучено влияние на него изменений формы и состава топлива.

Цилиндрический реактор конечных размеров. Топливо – U^{235} с плотностью $\rho=19,04$ г/см³, молярной массой $M_U=235$ г/моль. Число Авогадро $N_A=6,02 \cdot 10^{23}$ моль⁻¹. Для данного реактора величина потока максимальна в группе энергий $E_n=0,4-0,8$ Мэв. Поэтому для одногруппового приближения, выбираем константы 6 группы [2].

Волновое уравнение и граничные условия имеют вид:

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left(r \frac{d\Phi(r,z)}{dr} \right) + \frac{d^2\Phi(r,z)}{dz^2} + B_0^2 \Phi(r,z) = 0 \quad (1)$$

$$\begin{cases} \Phi(r, z) = \Phi(r, -z), \text{ точка } z = 0, \text{ находится на середине высоты,} \\ 2D\nabla\Phi(r, z) + \Phi(r, z)|_S = 0, \\ |\Phi(r, z)_{r=0}| < \infty. \end{cases} \quad (2)$$

Решаем графически и получаем значение критических размеров $r=8,2$ см, $z=13,2$ см- радиус и высота цилиндра.

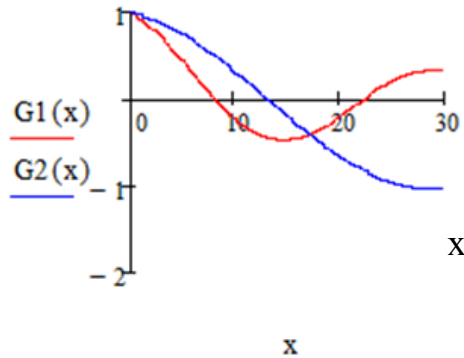


Рис. 2. Графическое решение волнового уравнения реактора

Зная плотность урана ρ , можно вычислить критическую массу. Изменяя B – геометрический параметр, определили, что оптимальной критической массой обладают образцы с размерами $r=z=9,2$ см. При таком соотношении размеров площадь внешней поверхности минимальна при максимальном объеме. Следовательно, вероятность избежать утечек больше.

Предположим, что концентрация урана в топливе будет меняться от 95% до 0,711%, и найдем критические параметры. При этом будут изменяться сечения смеси в зависимости: $\sigma_{i=c_{i5}} \cdot \sigma_{i5} + c_{i8} \cdot \sigma_{i8}$ и ядерная плотность смеси $\gamma_i = \frac{\rho N_A}{c_{i5} \cdot M_{235} + c_{i8} \cdot M_{238}}$.

Для топлива с обогащением урана меньше 7,5% нельзя получить критических параметров для цилиндра.

Если исследовать влияние размера отверстия бесконечного цилиндрического реактора на его радиус и поток, то уравнение (1) останется прежним, изменятся только граничные условия:

1. $2D\nabla\Phi(r) + \Phi(r) = 0, \quad (3)$
2. $\nabla\Phi(r)|_{r=a} = 0_{r=a}$

Где a – размер отверстия. А второе граничное условие описывает ток нейтронов через вакуум, находящийся внутри отверстия. Чтобы проанализировать изменение размеров реактора в зависимости от изменения размеров отверстия, изменяем значения радиуса отверстия, результаты см. на рис.3.

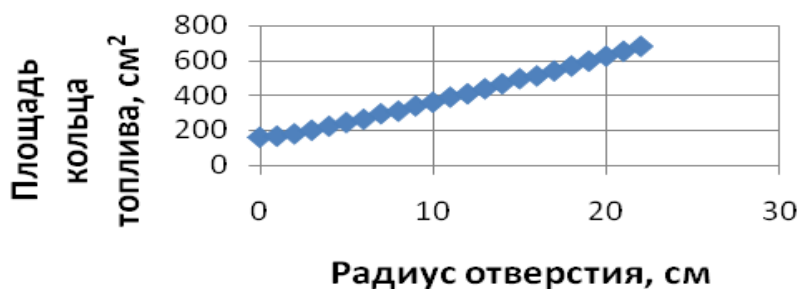


Рис. 3. Зависимость площади кольца топлива ($S=\pi(R^2 - a^2)$) от радиуса отверстия a

Проанализировав результаты: для бесконечно длинного цилиндра, с увеличением радиуса отверстия, увеличивается площадь кольца, следовательно, уменьшается путь проходимый нейтроном в топливе и увеличивается путь проходимый нейтроном через отверстие, что способствует возникновению утечек. Если, применить это к конечному цилиндру, то получим рост критической массы.

Удалось вычислить оптимальную критическую массу для конечного цилиндра. Она равна 88 кг. При этом методом подбора было определено, что это значение получается при равенстве двух критических размеров – диаметра и высоты. Это объясняется тем что, площадь внешней поверхности, а значит и вероятность утечки, в этом случае, минимальна.

При условии равенства диаметра и высоты цилиндра, изменяли обогащение урана по 235 изотопу, и получили вывод: при концентрации урана 235 ниже 7,5 %, не набирается критическая масса цилиндра. Это происходит в результате уменьшения вероятности деления из-за уменьшения обогащения.

Полученные результаты не обладают высокой точностью, а лишь помогают проанализировать выбор разных типов твэлов и дальнейшую перспективу их разработки и внедрения.

ЛИТЕРАТУРА:

1. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Кириллов П.Л., Клушин А.В. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД – основной претендент в «Супер-ВВЭР». Препринт ФЭИ-3188, Обнинск, 2010 г.
2. Абагян, Н.О. и др. Групповые константы для расчета ядерных реакторов / Л.П. Базазянц, И.И. Бондаренко и др. М.: АТОМИЗДАТ, 1964. – 139с.

Научный руководитель: С.В. Лавриненко, ст. преподаватель каф. АТЭС ЭНИН ТПУ.