

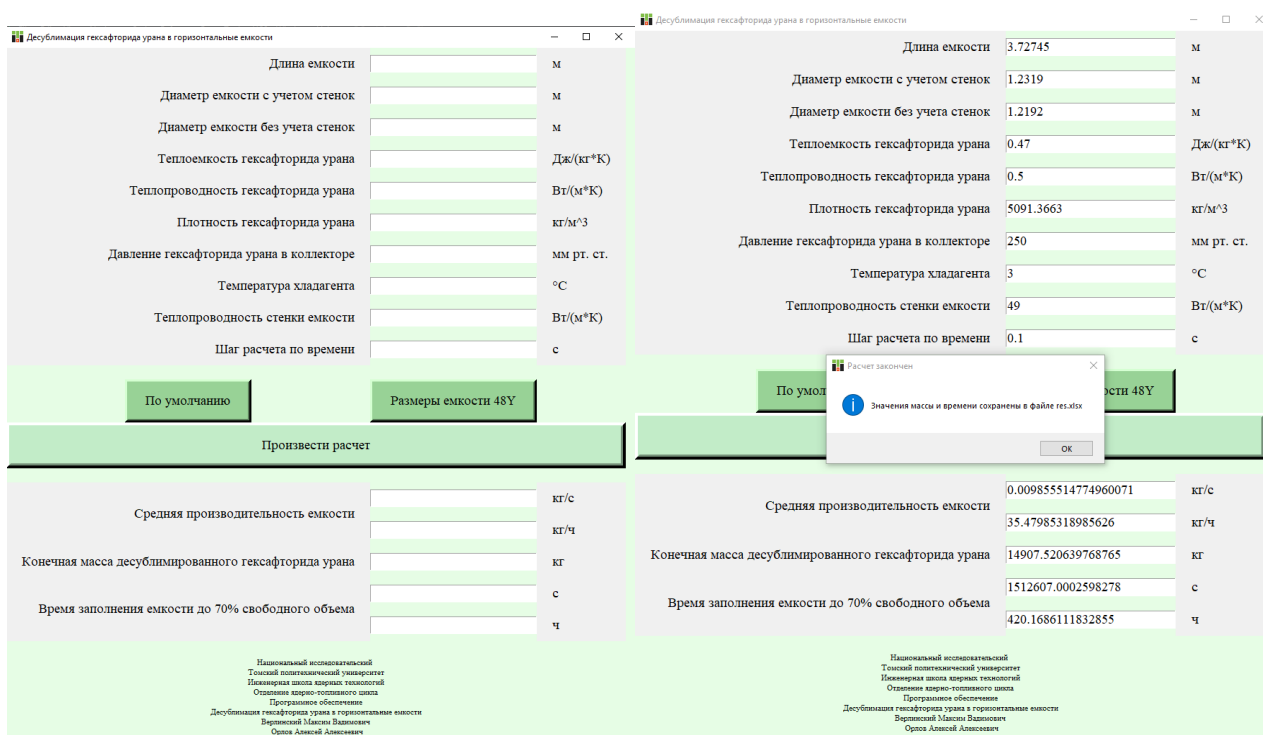


Рис. 1. Интерфейс программы (слева – до расчета, справа – после расчета)

ЛИТЕРАТУРА:

1. Orlov A A, Malyugin R V, Methods of Uranium Hexafluoride Purification – Advanced Materials Research: Radiation and nuclear techniques in material science Scientific Journal – 2015 – № 1084 – P. 46
2. Orlov A A, Malyugin R V Way to Obtain Uranium Hexafluoride – Advanced Materials Research: Radiation and nuclear techniques in material science Scientific Journal – 2015 – № 1084 – P. 338
3. Krainov A Yu, Moiseeva K M, Numerical solution methods boundary value problems for ordinary differential equations – Tomsk: STT, 2016

Научный руководитель: А.А. Орлов, д.т.н., профессор, ОЯТЦ ИЯТШ ТПУ.

ТЕПЛОВОЙ РАСЧЕТ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА СВЕРХМАЛОЙ МОЩНОСТИ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ U-BATTERY

А.В. Вернов
Томский политехнический университет
ИШЭ, НОЦ И.Н. Бутакова, группа 5061

На сегодняшний день более 85% электроэнергии, производимой на атомных станциях, производится на АЭС с реакторами, охлаждаемыми водой. Однако подобное положение вещей, скорее всего, изменится в ближайшем будущем, поскольку предел эффективности для реакторов типа PWR и BWR почти

достигнут. Для экономически более выгодного производства электроэнергии необходимо добиться существенно улучшенного КПД станции, чего традиционные проекты АЭС с водяным теплоносителем предложить не могут. Выходом в такой ситуации является переход на другой вид теплоносителя, позволяющий существенно повысить температуры в тепловом цикле, увеличив КПД.

Преимущества энергоблока с ВТГР перед стандартными блоками заключаются в возможности работать в условиях изолированных энергосистем, в том числе в условиях Крайнего Севера:

1. они могут работать в маневренном режиме;
2. имеют большие интервалы между обслуживанием основного оборудования;
3. а также такие АЭС проектируются в модульном исполнении, когда для повышения выработки энергии при расширении предприятий не нужно будет строить отдельную станцию, а можно будет увеличить количество используемых модулей.

Перечисленные преимущества дают возможность использования ядерной энергии потенциальным потребителям, строительство крупного реактора для которых оказывалось бы экономически невыгодным.

Проект реактора U-Battery [1] разрабатывался в университетах Манчестера (Великобритания) и Делфта (Нидерланды). U-Battery представляет собой высокотемпературный газоохлаждаемый реактор на тепловых нейтронах.

В данном реакторе используются шаровые ТВЭЛы TRISO, теплосъем с которых осуществляется гелием в режиме принудительной циркуляции. Микро-ТВЭЛы размещаются в графитовой матрице и образуют так называемый топливный компакт, диаметром 12,5 мм и высотой 50 мм, который размещается затем в графитовых топливных блоках с соблюдением регулярной решетки. Топливный блок, аналогичный топливному блоку реактора ГТ-МГР, представляет собой шестигранную призму высотой 800 мм, размером «под ключ» 360 мм. Для компенсации запаса реактивности используются стержни с выгорающим поглотителем – карбидом бора.

Целью теплового расчета является получение информации о распределении температур в различных точках реактора, получении значений максимальных температур, определение средней скорости теплоносителя и максимальных тепловых потоков.

Исходными данными будут служить конструкция и геометрические характеристики реактора U-Battery.

Основой расчета служит методика, изложенная в [2,3].

При проведении расчета были приняты допущения о том, что поток гелия в направлениях, отличных от аксиального, равен нулю, свойства графита изотропны (в реальности достигнута степень изотропности ~95%), распределение тепла в графитовой матрице определяется только теплопроводностью графита.

Температура графита в элементе периодичности определяется соотношением [5]:

$$T(r) = T_{TH} + 2 \cdot q_f \cdot \left[\frac{1}{\alpha} + \frac{R_{TK}}{\lambda_{зам} \cdot (1 - R_{TK}^2 / R_9^2)} \cdot \left(\ln \frac{r}{R_{TK}} - \frac{r^2 - R_{TK}^2}{2 \cdot R_9^2} \right) \right], \quad (1)$$

где R_{TK} - внутренний радиус канала для теплоносителя;

r - радиальное расстояние от центра канала теплоносителя, $R_{TK} \leq r \leq R_9$;

$T_{TH} = 515^\circ\text{C}$ - усредненная по высоте реактора температура гелия;

$\lambda_{зам} = 55 \text{ Вт/(м} \cdot \text{К)}$ - коэффициент теплопроводности графита, применяемого для изготовления блока;

α - коэффициент теплоотдачи.

Распределение линейного теплового потока по высоте активной зоны подчиняется косинусоидальному закону [4]:

$$q_L(z) = q_{L,0} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H}\right) \text{ Вт/м} \quad (2)$$

где $q_{L,0}$ - тепловой поток в середине активной зоны реактора;

$H_{эф} = H_0 + 2\delta_{эф}$, здесь $\delta_{эф}$ - величина экстраполированной добавки, принята равной $\delta_{эф} = 0,32 \text{ м}$.

Тепловая нагрузка на единицу поверхности твэла:

$$q_f(z) = \frac{q_L(z)}{\pi \cdot d_{твэл(нар)}} \text{ Вт/м}^2 \quad (3)$$

Температура теплоносителя по высоте канала [4]:

$$T_{тн}(z) = T_{вх} + \frac{\overline{\Delta T_m}}{2} + \frac{q_{l,0} \cdot H}{G_{твэл} \cdot c_p \cdot \pi} \sin \frac{\pi \cdot z}{H} \text{ }^\circ\text{C}, \quad (4)$$

где $\overline{\Delta T_m} = \frac{\overline{q_l} \cdot H}{G_{твэл} \cdot c_p}$ - перепад теплоносителя по высоте канала.

Величины параметров для гелия определялись исходя из их зависимости от температуры и давления: $\rho, \lambda, \nu, \text{Pr} = f(P, \text{МПа}; T_{TH}(z), ^\circ\text{C})$.

Температура в центре твэла [2]:

$$T_{0cm}(z) = T_{R_9}(z) + \frac{q_l(z)}{2 \cdot \pi \cdot \lambda_{сп}}. \quad (5)$$

Коэффициент теплоотдачи [6]:

$$\alpha(z) = \frac{0,023 \cdot \lambda(z) \cdot \text{Re}^{0,8}(z) \cdot \text{Pr}^{0,4}(z)}{d_\Gamma}. \quad (6)$$

Результаты расчетов представлены на рисунке 1.

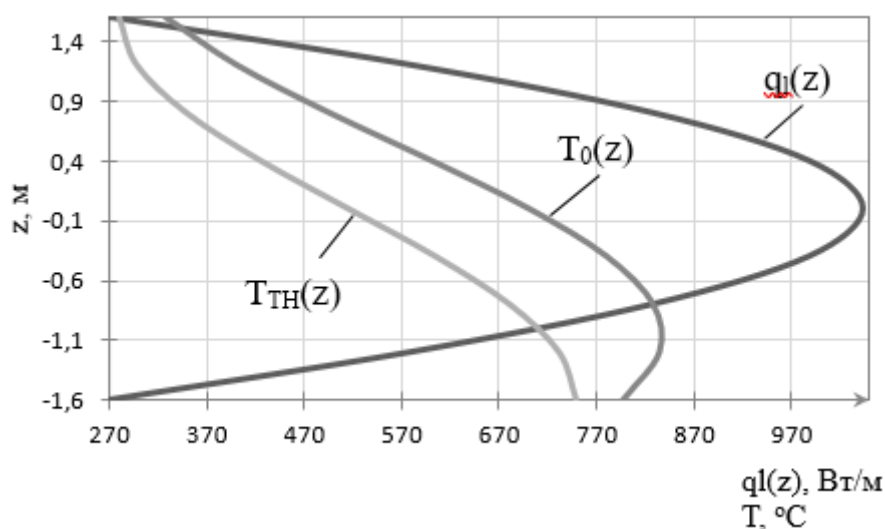


Рис. 6. Изменение основных параметров по высоте активной зоны

Можно отметить, что максимальная температура топлива 835,5 °С не превышает 1000 °С, что является значимым преимуществом реактора с тепловой мощностью 20 МВт перед прототипами с мощностью 600 МВт, где максимальная температура доходит до 1200 °С. Аналогичная ситуация со средней температурой дает основания для заключения о том, что ввиду достаточно большого по отрицательного температурного коэффициента реактивности реактор будет требовать топлива с меньшим обогащением.

ЛИТЕРАТУРА:

1. M. Ding, J.L. Kloosterman. Design of a U-Battery. TU-Delft, Manchester University - 2011. 462 p.
2. Беляев С. А., Кузьмин А.В. Методика теплового и нейтронно-физического расчётов реактора на тепловых нейтронах: Учебное пособие. – Томск: Изд-во ТПУ, 1981. 81 с
3. Бойко В.И. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения / Демянюк Г.Д. – Томск: Изд-во ТПУ, 2005. – 490с.
4. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1990. 352 с.
5. Оценка ресурса графита топливных блоков реактора ГТ-МГР / В. И. Бойко [и др.] // Известия Томского политехнического университета [Известия ТПУ]. — 2005. — Т. 308, № 5. — [С. 81-84].
6. Кириллов П.Л. Справочник по теплогидравлическим расчетам / Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360с.

Научный руководитель: А.В. Кузьмин, к.т.н., доцент НОЦ И.Н. Бутакова ИШЭ ТПУ.