



Национальный исследовательский Томский политехнический университет

**Ториевая высокотемпературная реакторная установка для
генерации высокопотенциального тепла
и использования в процессе
паровой конверсии метана в водород**

**«Водород. Технологии. Будущее»
Томск, 23-24 сентября 2020**

Цель и задачи исследований

Цель:

- сравнение различных типов ЯЭУ с точки зрения использования в открытом ториевом цикле и выбор оптимального из них, с помощью которого можно реализовать концепцию маломощной (10-30 МВт эл.) безопасной установки с длительным временем работы без перегрузки ядерного топлива;
- разработка нейтронно-физических основ использования торий-содержащих материалов в ЯЭУ малой мощности с длительным временем работы без перегрузки ядерного топлива.

Задачи:

1. Сравнительный анализ различных типов ЯЭУ с точки зрения использования в открытом ториевом цикле, с помощью которых можно реализовать концепцию маломощной безопасной установки с длительной кампанией топлива (до 10 лет).
2. Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива в ядерных реакторах существующих и перспективных типов.
3. Обоснование выбора стартового делящегося нуклида.
4. Исследования возможности повышения коэффициента воспроизводства топлива.

Анализ мирового опыта использования торий-содержащего ядерного топлива

Название и страна	Тип	Мощность	Топливо	Период работы
AVR, Германия	HTGR, (Pebble bed reactor)	15 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Drived Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1967-1988
THTR-300, Германия	HTGR, Power (Pebble Type)	300 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Drived Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1985-1989
Lingen, Германия	BWR Irradiation-testing	60 MW(e)	Test Fuel (Th,Pu)O ₂ pellets	Terminated in 1973
Dragon, UK ОЕСD-Евроатом	HTGR, Experimental (Pin-in-Block Design)	20 MWt	Th+ ²³⁵ U Drived Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1966-1973
Peach Bottom, США	HTGR, Experimental (Prismatic Block)	40 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Drived Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1966-1972
<u>Fort St. Vrain</u> , США	HTGR, Power (Prismatic Block)	330 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Drived Fuel, Coated fuel particles, Dicarbides	1976-1989
MSRE ORNL, США	MSBR	7.5 MWt	²³³ U Molten Fluorides	1964-1969

Анализ мирового опыта использования торий-содержащего ядерного топлива

Название и страна	Тип	Мощность	Топливо	Период работы
Shippingport & Индия, США	LWBR and PWR, (Pin Assemblies)	100 MW(e), 285 MW(e)	Th ²³³ U Drived Fuel, Oxide Pellets	1977-1982, 1962-1980
SUSPOP/KSTR КЕМА, Нидерланды	Aqueous Homogenous Suspension (Pin Assemblies)	1 MWt	Th+HEU, Oxide Pellets	1974-1977
NRU & NRX, Канада	MTR (Pin Assemblies)		Th+ ²³⁵ U, Test Fuel	Irradiation-testing of few fuel elements
KAMINI; CIRUS; & DHRUVA, Индия	MTR Thermal	30 kWt; 40 MWt; 100 MWt	Al+ ²³³ U Drived Fuel, “J” rod of Th & ThO ₂ , “J” rod of ThO ₂	All three research reactors in operation
KAPS 1&2; KGS 1&2; RAPS 2,3&4, Индия	PHWR, (Pin Assemblies)	220 MW(e)	ThO ₂ Pellets (For neutron flux flattening of initial core after start-up)	Continuing in all new PHWRs
FBTR, Индия	LMFBR, (Pin Assemblies)	40 MWt	ThO ₂ blanket	In operation

Анализ мирового опыта использования торий-содержащего ядерного топлива

Россия (полномасштабные численные эксперименты, 1997 - 2001)

Курчатовский институт

реактор ВВЭР-Т

составная ТВС с разделенными “запальной” и “воспроизводящей ториевой” зонами

работа в замкнутом ЯТЦ, РХ переработка “воспроизводящей ториевой” части ТВС с целью извлечения U^{233}

Томский политехнический университет

(в коллаборации с Институтом реакторных технологий

ISR-2 Forschungszentrum Juelich, Германия)

реакторы ВВЭР-1000 и DWR(PWR)-1300

типовые серийно выпускаемые ТВС

работа в открытом ЯТЦ, глубина выгорания топлива не менее 100 МВт·сут/кг т.м.,

длительность кампании топлива в установившемся режиме перегрузок топлива 2400 эфф. сут.

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

программы WIMSD4, WIMSD5B, WIMS-ANL

предназначены для расчета размножающих свойств ячеек реактора, оценки распределений плотности потока нейтронов, определения макроконстант ТВС реактора. Программы серии WIMS позволяют проводить одномерный расчет изменения нуклидного состава топлива ячейки исследуемого реактора при изменении нуклидного состава топлива в процессе работы, оценивать значение стационарного отравления реактора, учитывать влияние температуры, подготавливать наборы макроконстант в зависимости от температуры, отравления и изменения нуклидного состава топлива.

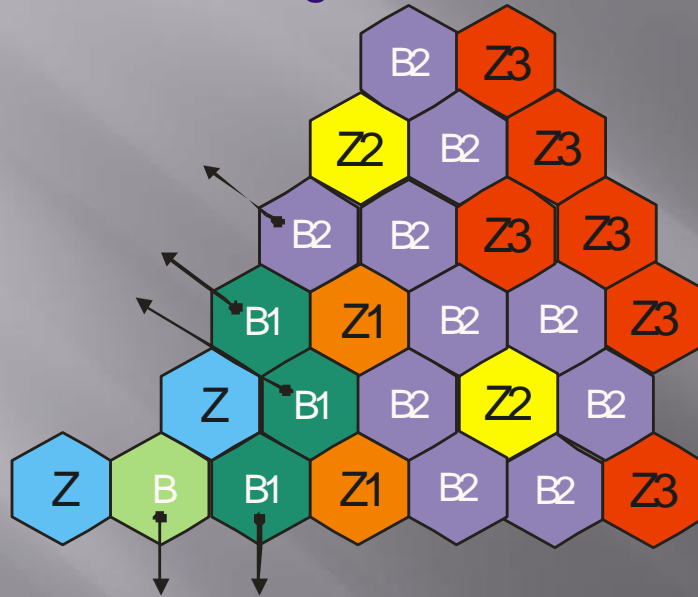
прецизионные расчетные программы MCU5TPU и MCU-PTR (MCURFFI/A)

предназначены для расчета реактора методом Монте-Карло на основе оцененных нейтронных данных с учетом изменения нуклидного состава материалов в процессе работы реактора; геометрический модуль данных программ позволяет моделировать трехмерные системы с произвольной геометрией используя комбинаторный подход, основанный на описании сложных комбинациями простых тел и поверхностей.

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

Томский политехнический университет
ВВЭР-1000 (серийная РУ) в открытом ЯТЦ

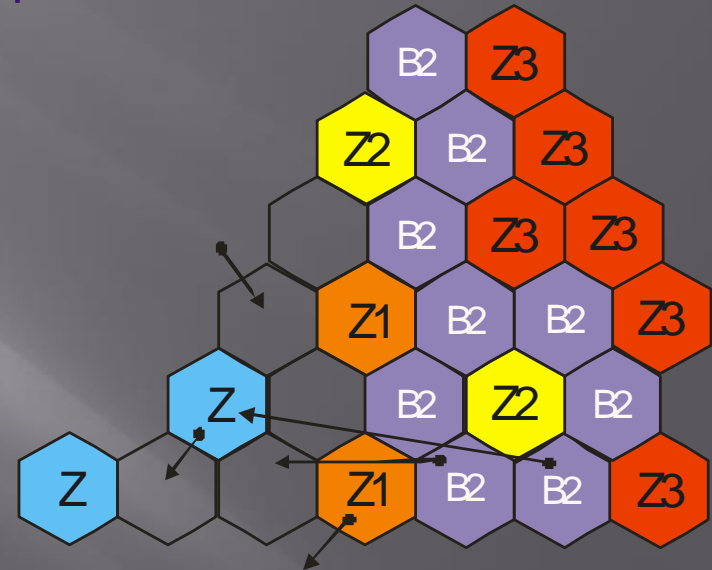
Reloading



Thorium - plutonium FEA
(Th, Pu)O₂

Thorium - uranium FEA
(Th, U)O₂

Replacement 1



Type	Z	Z1	Z2	Z3
Pu ²³⁹ , %	6,9	8,9	10,9	12,9

Type	B	B1	B2
U ²³⁵ , %	3,8	4,8	6,8

Shamanin I.V. et al. The Use of (Th,U,Pu)O₂ Fuel in a Water Water Energy Reactor (WWER-1000): Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S. O.P. (97) Computer Code // Forschungszentrum Julich, FZJ-ISR-IB-1/99, 1999, 40 p.p.

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

БАЛАНСЫ МАСС ОСНОВНЫХ НУКЛИДОВ

Параметр	Схема загрузки		
	Стандартная	Комбинированная	Торий-плутониевая
Загрузка Th-232, кг/ГВт (эл.)	–	4921,7	5775,4
Загрузка U-238, кг/ГВт (эл.)	23897,4	5,4	–
Загрузка Pu, кг/ГВт (эл.)	–	607,0	643,7
Выгрузка Pu, кг/ГВт (эл.)	–	33,6	168,0
Расход Pu, кг/ГВт (эл.)	–	573,4	475,7
Расход Pu / Загрузка Pu	–	0,954	0,739
Загрузка U-235, кг/ГВт (эл.)	1064,0	74,0	–
Выгрузка U-235, кг/ГВт (эл.)	391,4	71,0	–
Расход U-235, кг/ГВт (эл.)	672,6	3,0	–
Расход U-235 / Загрузка U-235	0,632	0,0405	–
Наработка U-233, кг/ГВт(эл.)	–	77,3	97,0
Наработка Pu, кг/ГВт(эл.)	186,0	–	–
Среднее значение выгорания, МВт·сут./кг	11,7	52,2	45,5

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

ВЫВОДЫ по ВВЭР-1000

- после 4-ого (равновесного) цикла выгорание в выгружаемых ТВС, которые отработали все 4 цикла, достигает значения 125,9 ГВт-сут./т. Глубина выгорания Pu составляет 97,3; 96,4; 95,7 и 81 % для каждого цикла, соответственно;
- комбинированная “стартовая” загрузка обеспечивает значительный (35,6 %) запас реактивности и возможность организации сверхдлинной (более 3200 эфф. сут.) кампании;
- комбинация топливных композиций $(Th, Pu)O_2$ и $(Th, {}^{235}U)O_2$ решает проблему дефицита запаздывающих нейтронов, возникающую в случае загрузки только торий-плутониевыми композициями: 0,672 – 0,346 – 0,210 % (урановая – комбинированная – торий-плутониевая загрузка);
- комбинированная загрузка увеличивает эффективность топливоиспользования, степень ядерной и экологической безопасности;
- для стандартной конструкции ВВЭР-1000 водно-топливное отношение составляет 1,8. В случае стандартного UO_2 топлива максимум k_{∞} достигается при значении отношения около 2,5. С учетом существования предела линейной тепловой нагрузки значение 1,8 выбрано как оптимальное. В случае комбинированной загрузки максимум k_{∞} достигается при значительно большем водно-топливном отношении. Это обеспечивает возможность поиска и внедрения более совершенных конструкций топливных элементов.

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

Состояние ядерных данных для ториевого ЯТЦ

Analysis was made of the evaluated data from libraries ENDF / B-VI, JENDL-3.2, BROND-2 and JEF-2 and the available experimental data for the isotopes of interest for the thorium fuel cycle.

Разброс данных по сечениям реакций

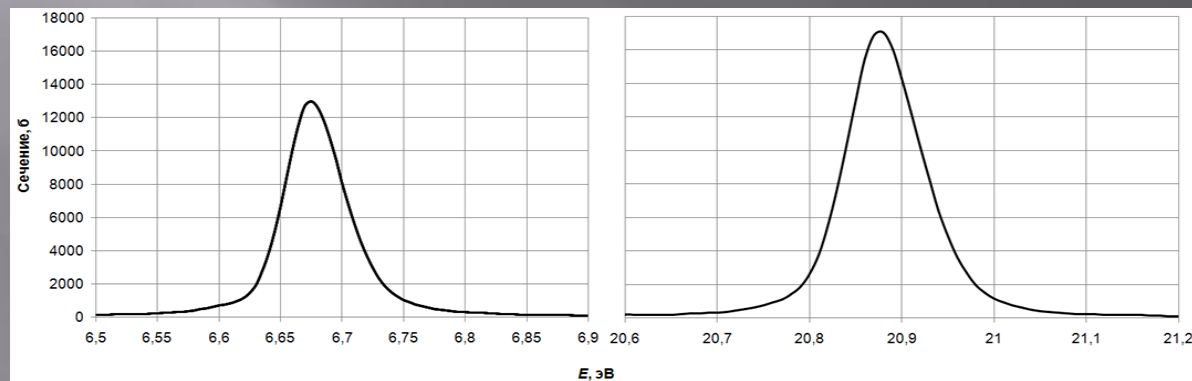
нуклид	Сечение деления	Сечение неупругого рассеяния	Сечение радиационного захвата	Сечение реакции (n, 2n)
Th ²³²	20 – 25 %	15 – 50 %	10 – 30 %	15 – 20 %
Pa ²³¹	30 – 40 %		данные идентичны	40 %
Pa ²³³	различаются в 2 раза		энергетическая зависимость экспериментально не исследовалась	различаются в 3 раза
U ²³²	различаются в 2 раза		только для Максвелловского спектра нейтронов (измерены 25-45 лет назад)	различаются в 10 раз
U ²³³	до 20 %	40 – 50 %	различаются в 5 - 10 раз	20 – 100 %

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

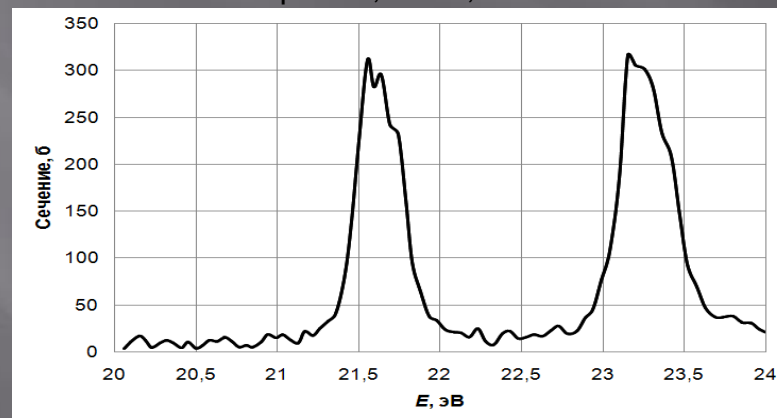
Тонкая структура резонансной области поглощения нейтронов

Shamanin I.V., Bedenko S. V. et al. Optimum Ratio of Coverings Thickness to the Diameter of the Fuel Core of the Dispersive Nuclear Fuel //Advanced Materials, Synthesis, Development and Application, 2014, Vol. 880

Shamanin I.V., Bedenko S. V. et al. Materials of New Generation in Nuclear Power Industry //Advanced Materials Research, 2014, Vol. 1040

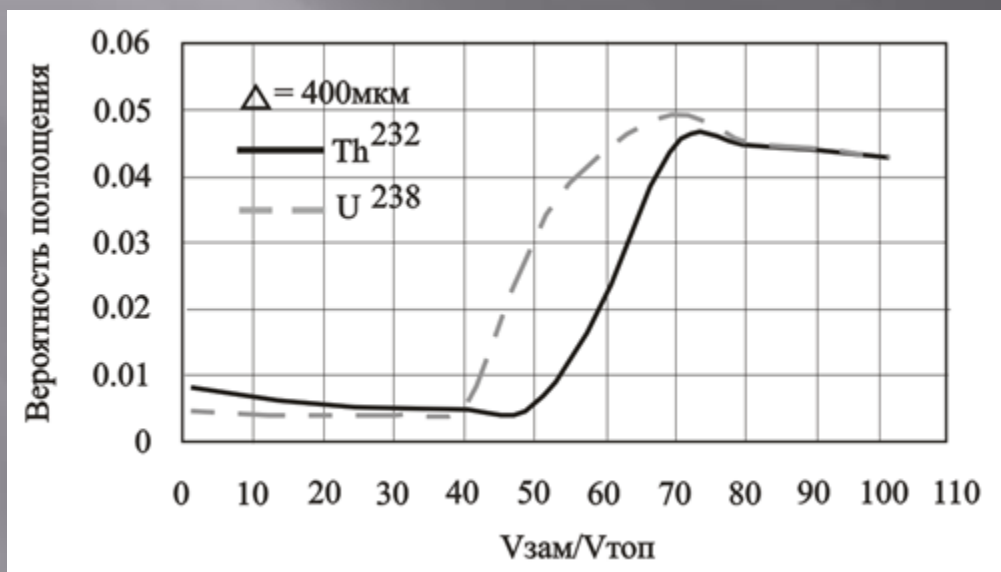


Сечение поглощения нейтронов ядрами ^{238}U в интервале энергий 6,5...21,2 эВ



Сечение поглощения нейтронов ядрами ^{232}Th в интервале энергий 20...24 эВ

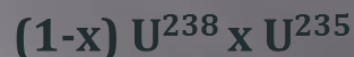
Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива



Аномалия в зависимости резонансного поглощения в размножающей системе (замедлитель – графит)

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

Замена U^{238} на Th^{232} в топливе:



Результат:

Снижение внутреннего блок эффекта



Возрастание количества делений при том же объеме топлива



Увеличение предельного выгорания топлива
(на уровне 100 МВт·сут/кг т.м.)

Расчетное исследование возможности использования торий-содержащего ядерного топлива

ВЫВОДЫ по ФИЗИКЕ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

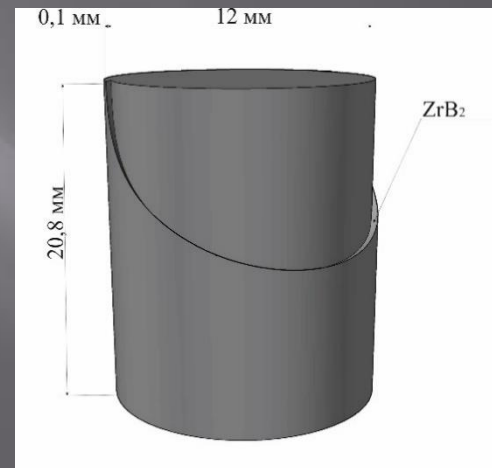
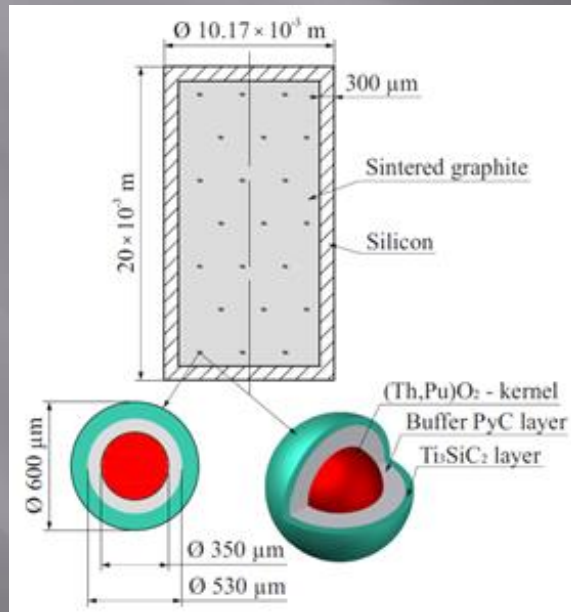
- 1) Реакторы с загрузкой торием начинают “выигрывать” у урановых аппаратов с точки зрения удельного расхода делящихся материалов при выгораниях 45-50 ГВт×сут/т. Это вызвано в 2,5 раза более высокой равновесной концентрации в реакторе изотопа ^{233}U по сравнению с ^{239}Pu . Некогда такие глубины выгораний считались недостижимыми из-за проблем с конструкционными материалами и т.д., но в наши дни необходимый набор технологий и материалов в России есть.
- 2) Темпы образования долгоживущих младших актинидов в ториевых реакторах значительно снижены по сравнению с урановыми и уран-плутониевыми установками. Актиниды с массами свыше 237 будут накапливаться в нём в пренебрежимо малых количествах.
- 3) При использовании рециклированного урана из ОЯТ тепловых реакторов, работающих в урановом ЯТЦ, или плутония из ОЯТ МОХ-топлива, для тепловых реакторов потребуется повышать обогащение в свежей загрузке из-за присутствия в топливе значимых концентраций неделящихся изотопов ^{236}U , ^{240}Pu , ^{242}Pu (сильные резонансные поглотители).

В ториевом цикле эта проблема стоит менее остро.

В случае открытого ЯТЦ эта проблема снимается в принципе.

Топливная таблетка

Дисперсионное ядерное топливо: “coated particles” in graphite matrix



Выбор “стартового” нуклида в ториевом топливе

Изменение значения эффективного коэффициента размножения нейтронов в течение кампании топлива для разных стартовых нуклидов

Стартовый нуклид	t, лет				
	0	0,5	1	1,5	2
²³⁵ U (20%)	1,13	1,24	1,18	1,16	1,13
wgPu (20%)	1	1,08	1,1	1,1	1,1

классификация топливных таблеток

Тип	Объем топлива MeO ₂ , мм ³	Объем графита, мм ³	Объем SiC, мм ³	Масса металла, г
XXXX				
0200	4,4898	890,8892	184,564	0,04109
0500	11,2245	877,0084	191,71	0,102725
1000	22,449	853,8738	203,62	0,20545
2000	44,898	1948,8685	336,038	0,4109

соотношение делящегося и сырьевого

Тип	Pu, %	Th, %
XXXXZI (I=1 или 2)	50	50
XXXXVI (I=1 или 2)	10	90

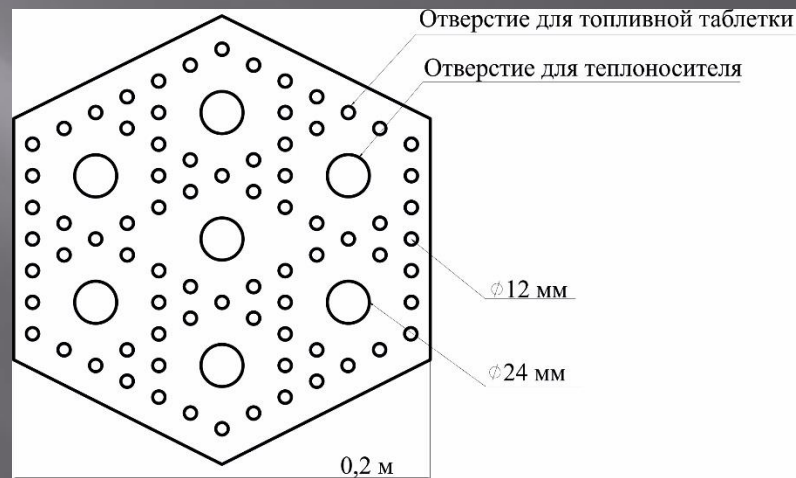
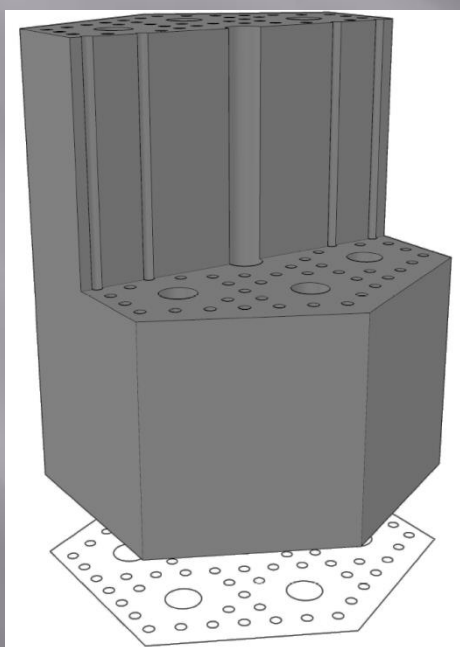
Th – Th²³² 100%

для I=1: Pu – 238 (1, 8%) 239 (59%) 240 (23%) 241 (12, 2%) 242 (4%)

для I=2: Pu – 238 (0%) 239 (94%) 240 (5%) 241 (1%) 242 (0%) - wg

Унифицированный топливный блок - модуль

Графитовый топливный блок



H=800 мм

размер “под ключ” – 200 мм

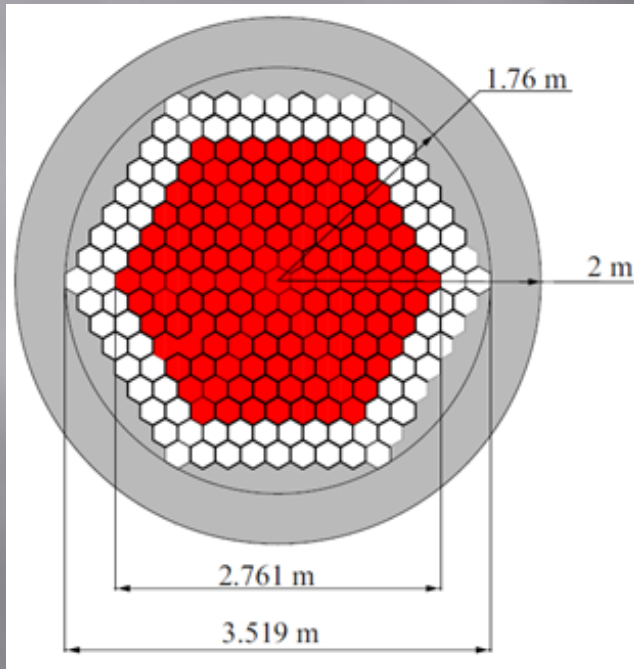
78 каналов по топливные таблетки

7 каналов под теплоноситель

Демонстрационный вариант реакторной установки

I.Shamanin, S.Bedenko, Yu.Chertkov, I.Gubaydulin Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design // Advances in Materials Science and Engineering, vol. 2015, Article ID 392721, 8 pages, 2015

“Большая” активная зона с отражателем

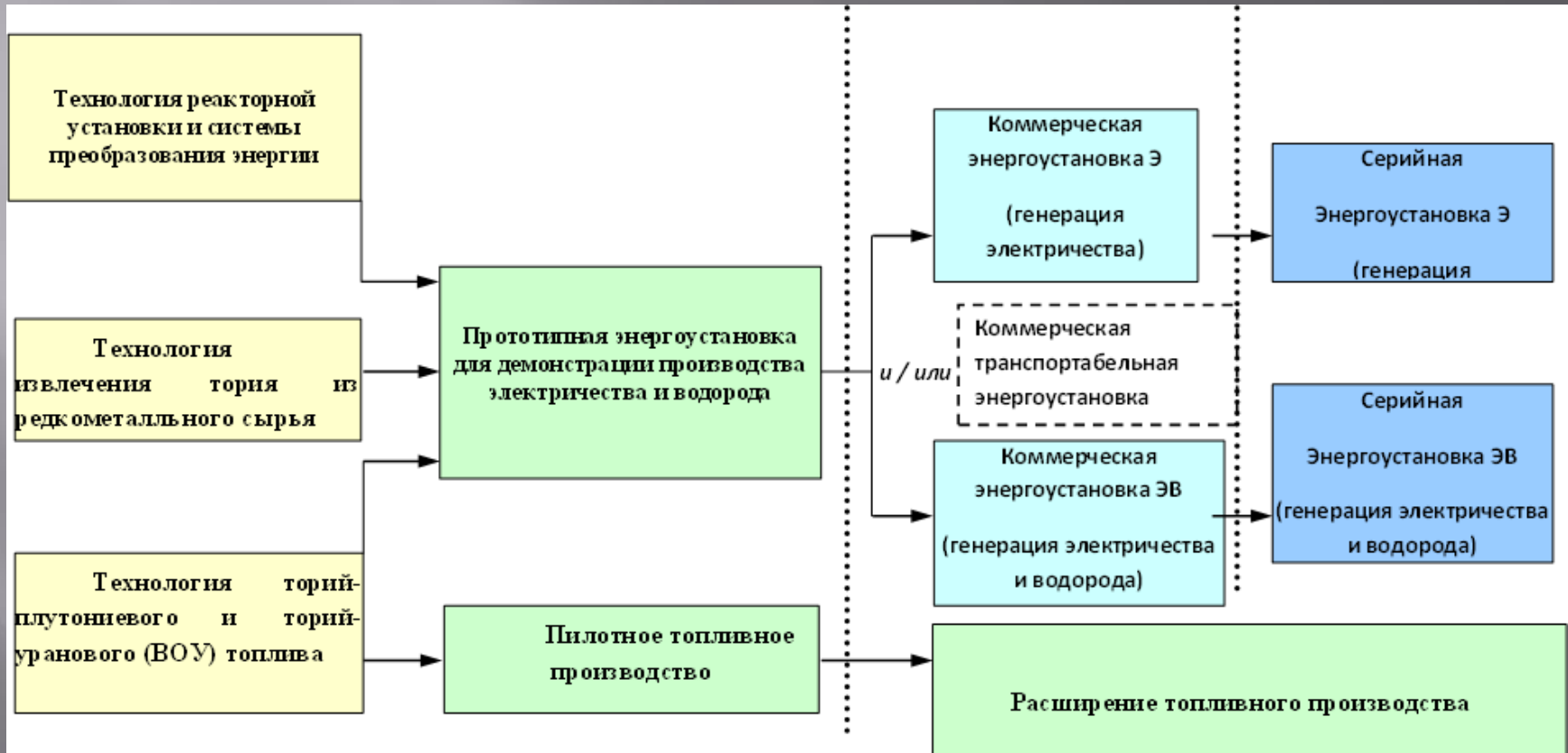


Высота – 3 унифицированных топливных блока (2400 мм)

“Пятак” активной зоны - 127 блоков

Характеристики	Значение
Тепловая мощность (МВт)	60
Поток быстрых нейтронов ($\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$)	$6,3\cdot 10^{16}$
Геометрические параметры реактора	
Эквивалентный диаметр активной зоны с отражателем (м)	3,4
Высота активной зоны с отражателем (м)	3,0
Эквивалентный диаметр активной зоны (м)	2,6
Высота активной зоны (м)	2,4
Число топливных блоков в активной зоне (шт)	381
Характеристики топливного блока:	
Размер под ключ (м)	0,2
Высота (м)	0,8
Топливная таблетка	TRISO (Th,Pu) O_2
Состав Pu/Th (%)	50/50
Изотопный состав Pu (%)	MPu
Запас реактивности в отсутствие выгорающего поглотителя ($\Delta k_{\text{inf}}/k_{\text{inf}}$) (%)	28,2
Запас реактивности с выгорающим поглотителем ZrB_2 ($\Delta k_{\text{inf}}/k_{\text{inf}}$) (%)	15
Глубина выгорания (ГВт·сут/т)	147
Кампания реактора (сут)	3500

Этапы реализации проекта



Выводы

Преимущества ВГТРУ:

- Эффективность преобразования ядерной энергии в полезную – до 70 % (типичные АЭС – на уровне 30 %)
- Утилизация плутония любой, в т.ч. оружейной кондиции
- Установка двухцелевая – электричество + водород (паровая конверсия природного газа)
- Работа без подпитки свежим топливом (кампания ядерного топлива) до 7,5 лет
- Предельно высокая глубина выгорания ядерного топлива - на уровне 130 МВт·сут /кг (типичная АЭС – не более 60 МВт·сут /кг)
- Естественная (физическая) самозащищенность за счет ядерных свойств тория
- Маневренность энергоустановки за счет газовой турбины (на АЭС, в т.ч. с быстрыми реакторами – паровые турбины)
- Интегральная компоновка – один контур циркуляции теплоносителя-гелия, включающий газовую турбину (на АЭС как минимум 2 контура).

ВГТРУ – высокотемпературная газоохлаждаемая ториевая реакторная установка

ВГТРУ-ОД – опытно-демонстрационная

Благодарю за внимание !