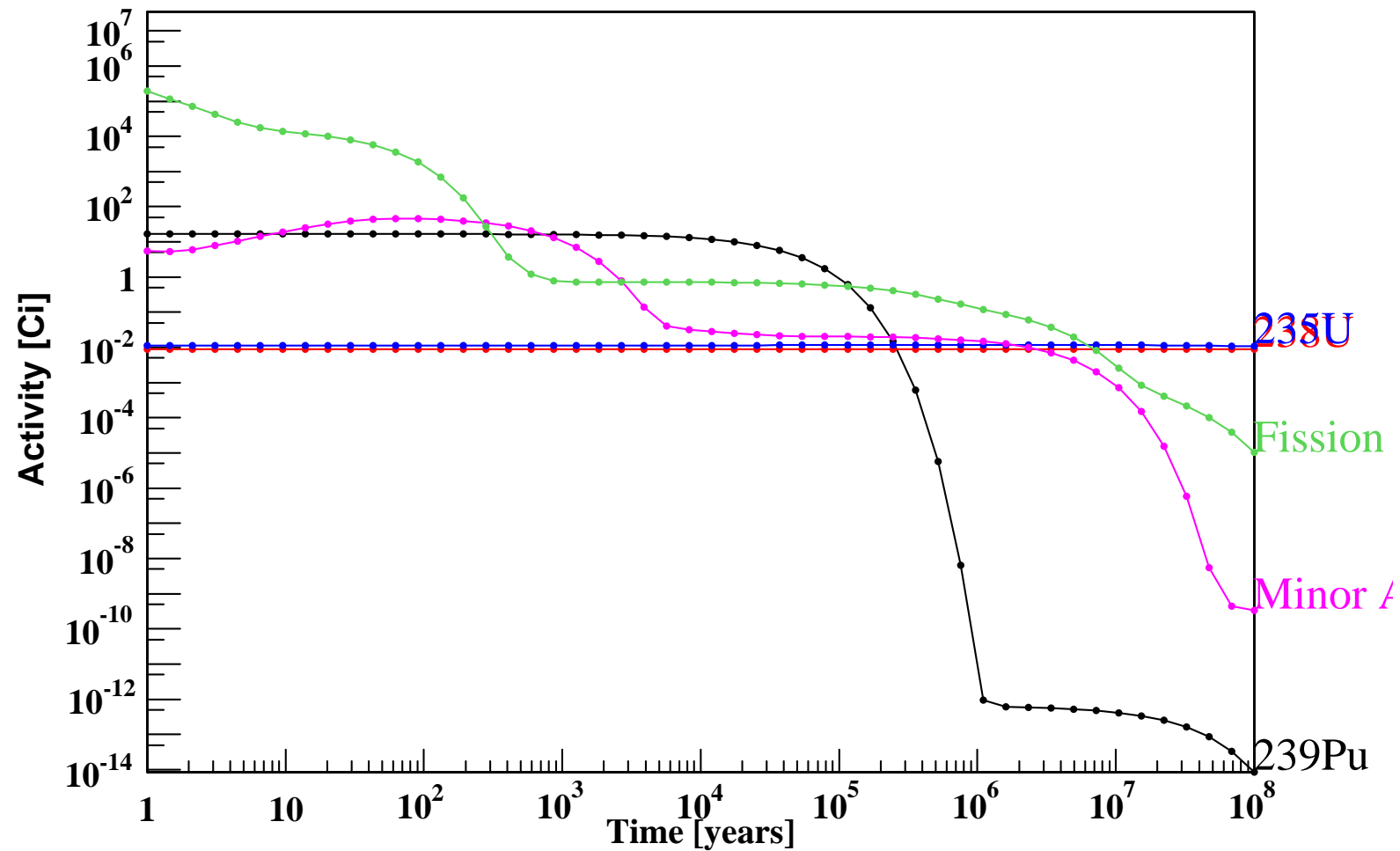


Проблема замыкания топливного цикла ядерных реакторов

М.С. Онегин

2012 Гатчина

Зависимость активности выгоревшего топлива от времени выдержки



Содержание отработанного ядерного топлива, г/т

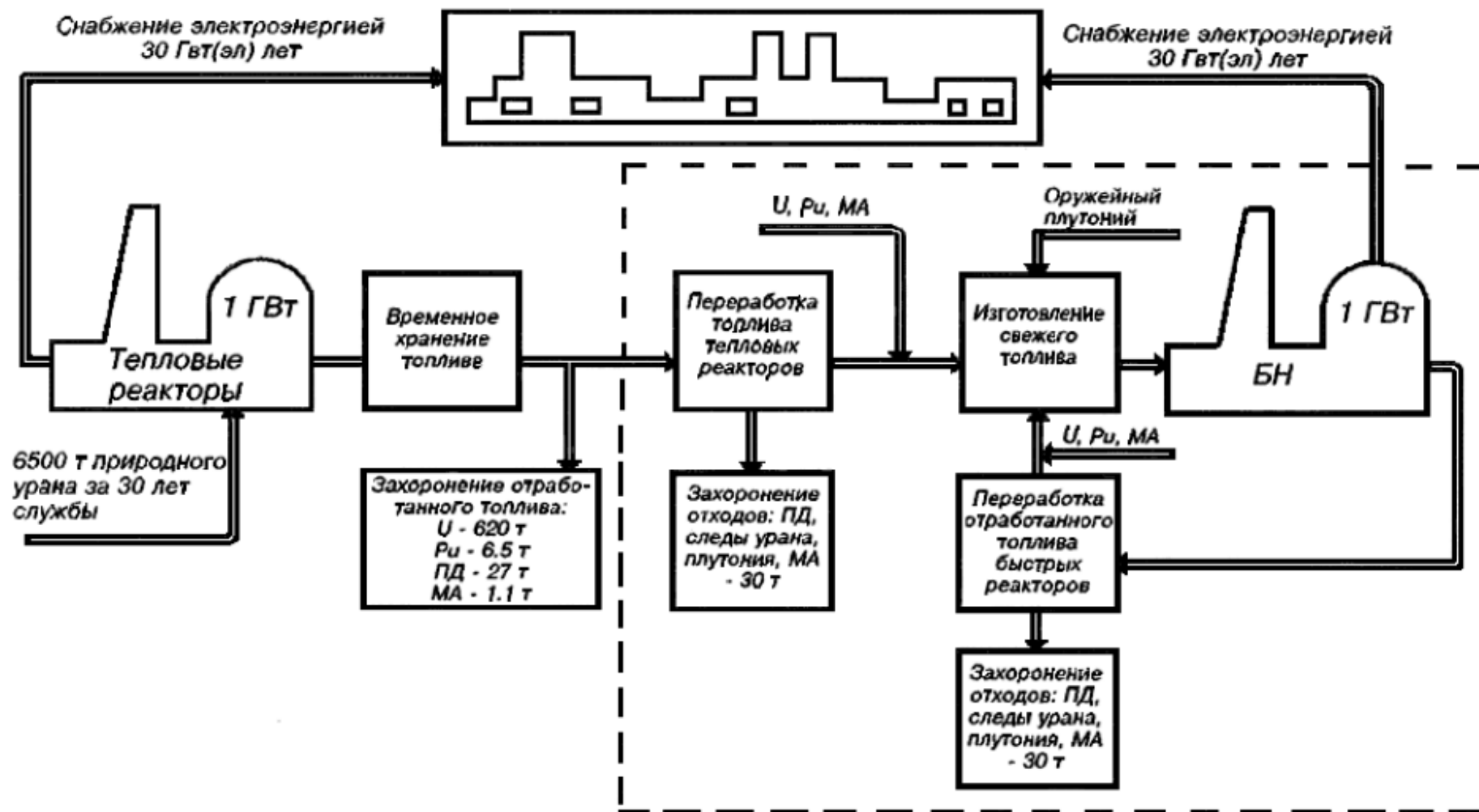
$T_{1/2}$, лет	Нуклид	ВВЭР	РБМК	Нуклид	ВВЭР	РБМК	$T_{1/2}$, лет
	^{79}Se	5,9	3,5	^{237}Np	620	150	$2,1 \cdot 10^6$
30	^{90}Sr	680	390	^{238}Pu	126	69	87,7
$1,5 \cdot 10^6$	^{93}Zr	910	530	^{239}Pu	5330	2630	$2,4 \cdot 10^4$
$2,1 \cdot 10^5$	^{99}Tc	950	600	^{240}Pu	2420	2190	$5,56 \cdot 10^3$
$6,5 \cdot 10^6$	^{107}Pd	250	200	^{241}Pu	1470	710	14,4
105	^{126}Sn	22	15	^{242}Pu	580	510	$3,7 \cdot 10^5$
$1,6 \cdot 10^7$	^{129}I	220	140	^{241}Am	72	36	432
$2,3 \cdot 10^6$	^{135}Cs	420	220	^{243}Am	120	74	737
30	^{137}Cs	1460	900	^{242}Cm	6,1	5,2	
87	^{151}Sm	15	4,0	^{244}Cm	46	8,1	18,1

Радиотоксичность

$$RT_i = \frac{A_i}{\text{ПДА}_i}$$

Радиотоксичность трансурановых элементов ОЯТ реактора ВВР-1000 после 100 лет хранения

Нуклид	RT
Pu-238	110
Pu-239	1
Pu-240	3,6
Pu-241	56
Pu-242	0,05
Np-237	0,02
Am-241	54
Am-243	3,3
Cm-244	20



Программа Росатома “Прорыв”



Постановлением правительства от 3 февраля 2010 года была принята ФЦП “Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 - 2015 годов и на перспективу до 2020 года”

2011 год

Заместитель председателя координационного совета проекта “Прорыв” – Вячеслав Першуков (Председатель – Сергей Кириенко)
Руководитель технического комитета – Евгений Адамов

Срок реализации – 10 лет

Цели:

- Конкурентоспособность АЭ
- Безопасность
- Использование энергетического потенциала всего урана
- решить проблему накопления ОЯТ и захоронения ВАО
- усилить режим нераспространения

Способ решения - переход на быстрые реакторы.

Будет рассматриваться два проекта – со свинцовым и натриевым теплоносителями.

Решение каком из двух проектов отдать приоритет будет приниматься после того, как будут построены прототипы.

Реакторы будут сооружаться на площадке Белоярской АЭС. Там же планируется сооружение комплекса пристанционного топливного цикла.

Реакторы с натриевым теплоносителем

БН-600

600/1470 МВт (эл./тепл.)

Топливо (гибридная активная зона) $(\text{UO}_2) + (\text{UO}_2 + \text{PuO}_2)$

Количество ТВС с МОХ-топливом, шт **91 (из 400)**

Утилизация плутония за год (при КИУМ=0.77), кг **270**

БН-800

800/2100 МВт (эл./тепл.)

I. Топливо $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$

Утилизация плутония за год (при КИУМ=0.8), кг **1700**

Утилизация малых актиноидов за год (при КИУМ=0.8), кг **90**

II. Топливо $(\text{U} - \text{Pu})\text{N}^{15}$
КВА **1,04**

Внешний топливный цикл без отделения плутония от урана.

БН-1800

1800/4000 МВт (эл./тепл.)

Топливо UN-PuN
КВА **1,04**

Внешний топливный цикл без отделения плутония от урана

Загрузка плутония, кг **10500**
Среднее обогащение, % **14,4**

Выгорание выгружаемого топлива (макс/сред. % Т.а.) **15/12,4**
Кампания топлива, лет **6**

МОХ топливо - U + Pu O₂

Нитридное топливо – U + Pu N

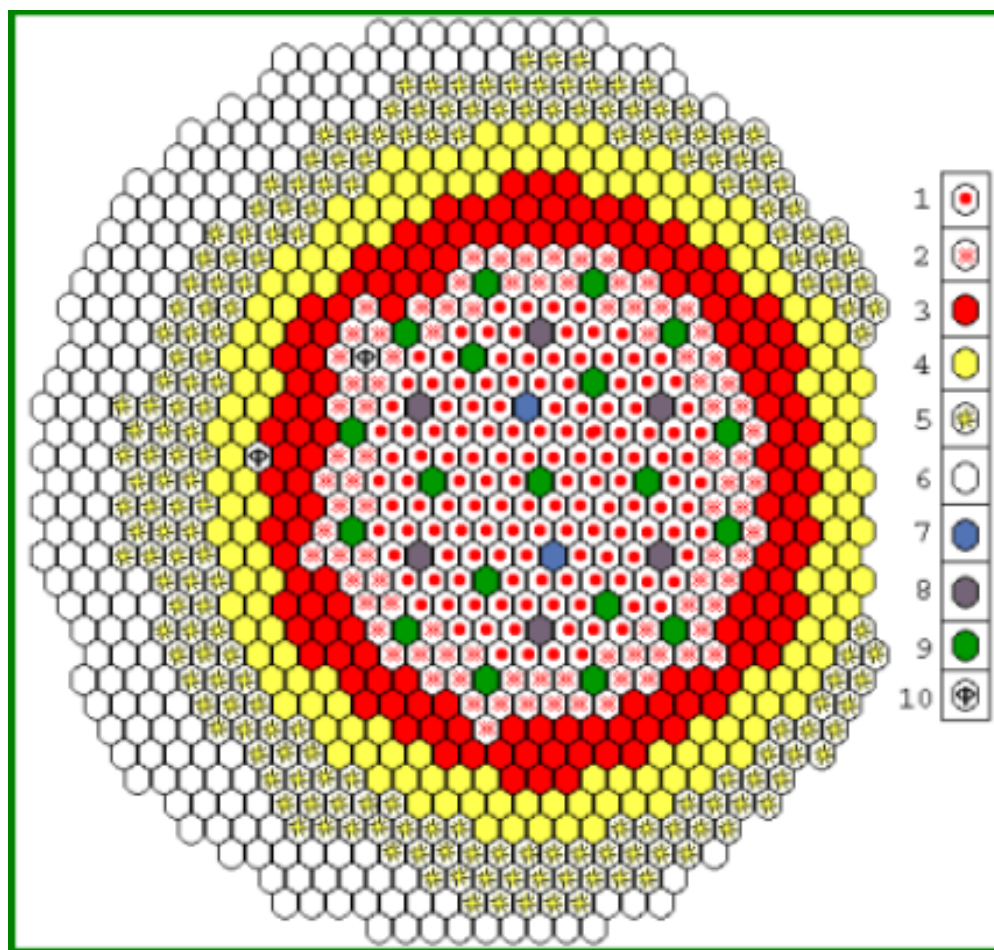
Преимущества нитридного топлива:

- Более плотное
- Меньше содержание легких атомов

Недостатки:

- Нет технологии переработки

Картограмма загрузки активной зоны реактора БН



Проектные параметры активных зон реакторов БН-800 и БН-1800

Параметр	БН-800 Проект 1994 г.	БН-800 МОХ	БН-800 нитрид	БН-1800 МОХ	БН-1800 нитрид
Наличие зон воспроизводства	Нижняя торцевая и боковая		нет	Нижняя торцевая и боковая	
КВ	1.00	1.06	1.04	1.20	1.30
КВА	0.73	0.81	1.04	0.94	1.02
Массовая доля плутония в топливе, %	19.5/22.1/24.7	20.3/22.3/24.7	14.2/16.3	16.8	14.1
Критическая загрузка по плутонию/ топливу, т	2.7/14.4	2.8/15.8	4.4/30.5	11.2/66.5	12.4/88.0
Годовое потребление плутония/топлива, т	1.9/10.	2.0/10.8	1.5/11.9	2.1/13.3	2.5/17.6
Кампания топлива, эфф.сут.	420	465	750	1650	1650
Выгорание топлива, %	6.8	6.8	5.6	11.1	8.8
Запас реактивности, %Δk/k	3.4	2.9	0.20	1.13	0.52
Интервал между перегрузками, сут	140	155	250	330	330
Теплонапряженность АЗ, МВт/м ³	465	465	406	245	245

Сжигание долгоживущих актиноидов Am, Np, Cm в БН-1200

В активную зону реактора загружается ~ 8,2 т Pu, Am, Np, Cm (содержание минорных актинидов ~12%) отработавшего топлива ВВЭР-1000 10 летней выдержки. Подпитка активной зоны продолжается в течение 3 лет. Далее реактор работает в течение всего срока службы без подпитки.

Сжигание Am, Np, Cm может быть организовано различными способами – как гомогенным введением в топливо, так и в специальных сборках.

Первый способ позволяет сжечь максимальное количество МА. Недостаток – многократное возрастание тепловыделения и радиационного фона (тепловыделение возрастает примерно в 7 раз, γ -излучение – в 10, нейтронное в 600). Топливо должно производиться в необслуживаемых боксах, эксплуатация которых с учетом необходимой автоматизации приведет к дополнительным экономическим затратам.

Второй способ – гетерогенное сжигание МА в специальных ТВС – позволяет иметь менее активное топливо для основной массы ТВС, которые производятся на обслуживаемой линии. Специальных сборок с Am, Np, Cm может быть примерно 10% всей активной зоны. Но из-за роста концентрации МА в них тепловыделение возрастет примерно в 40 раз, γ -излучение – в 100, нейтронное в 2000. Это потребует дополнительных затрат. Большое энерговыделение в специальных ТВС (по 4 – 5 кВт) ставит вопрос о возможности производства и обращения с ними в принципе.

Пути снижения тепловыделения и активности топлива.

- 1) Выделение кюрия. Тепловыделение снижается в 7 раз и в 500 раз – нейтронное излучение. (γ -излучение связано с америцием) Далее кюрий выдерживается в хранилище 90 – 100 лет. За это время он на 80 – 85 % превратится в изотопы плутония. Оставшийся кюрий можно захоранивать.
- 2) Можно отправлять на хранение кюрий и америций, а сжигать только ^{237}Np . Однако в этом случае существенно возрастет объем хранящихся америция и кюрия.

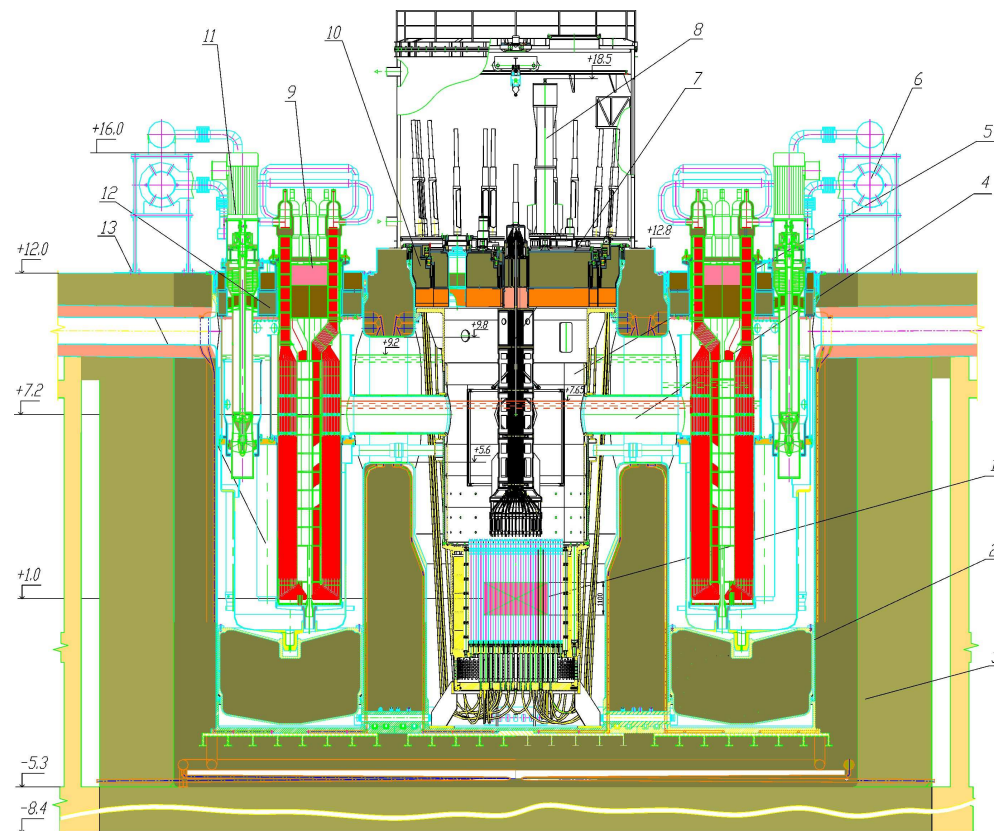
Рециркуляция топлива в течение 50 лет

Масса накопленных МА:

Полное выделение Am, Np, Cm	- 2500 кг
Без выделения	- 300 кг
С выделением Cm	- 500 кг
С выделением Am, Cm	- 1150 кг

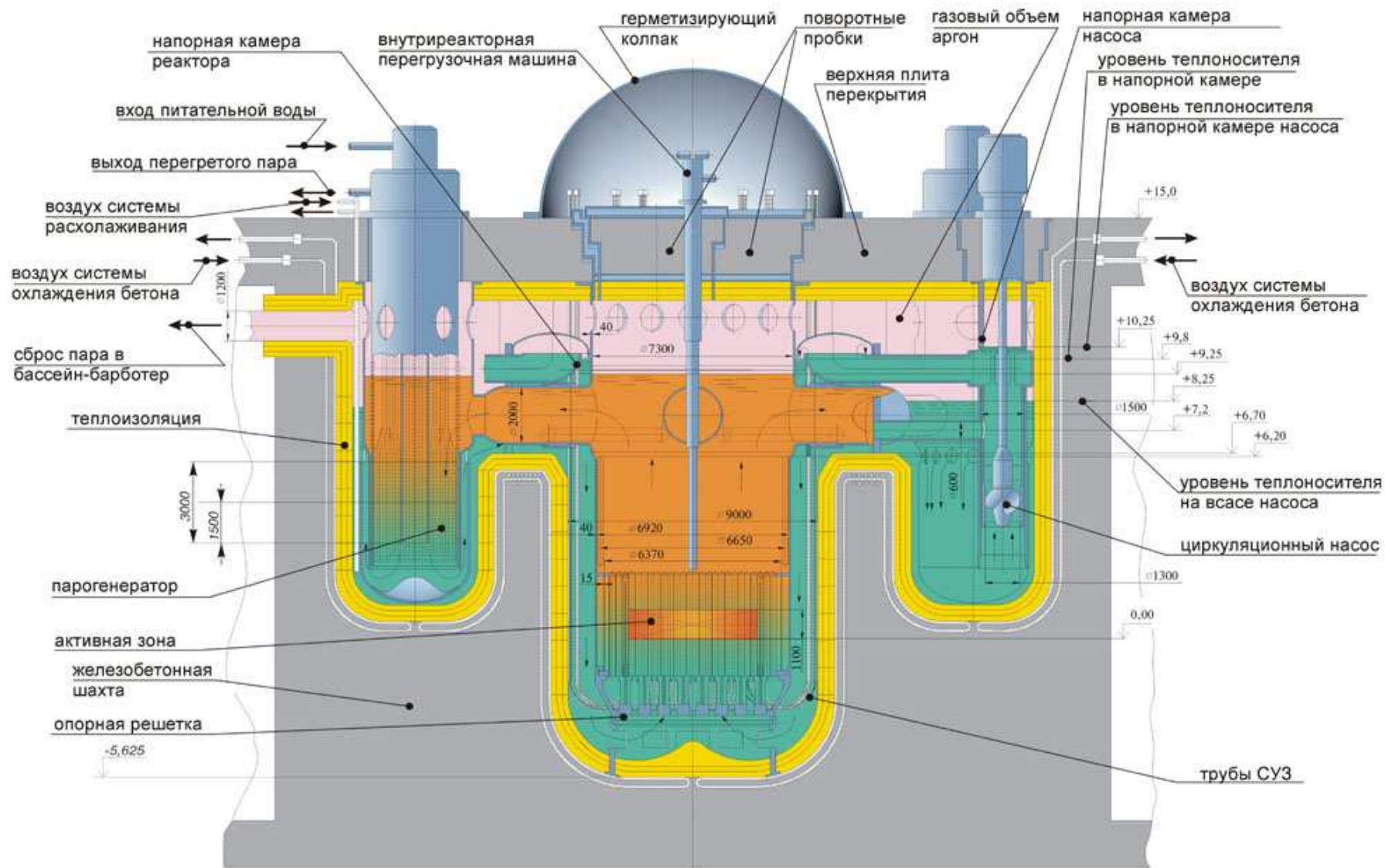
Реакторы со свинцовым теплоносителем: БРЕСТ

Топливо – монокристовое уран-плутониевое (U,Pu)N
Теплоноситель – жидкий свинец



- | | | |
|---------------------------|---|----------------------------------|
| 1. Зона активная | 5. Корзина активной зоны | 9. Парогенератор |
| 2. Блок корпусов | 6. Система расхолаживания | 10. Перекрытие верхнее |
| 3. Шахта реактора | 7. Колонна измерительная | 11. Главный циркуляционный насос |
| 4. Трубопровод коллектора | 8. Машина внутриреакторная
перегрузочная | 12. Блок парогенератора-ГЦН |
| | | 13. Фильтр |

БРЕСТ 1200



Параметры реакторов БРЕСТ

Параметр	БРЕСТ-300	БРЕСТ-1200
Тепловая мощность, МВт	700	2800
Электрическая мощность, МВт	300	1200
Топливо активной зоны	UN + PuN	UN + PuN
Топливная загрузка, (U+Pu)N, т	16	63,9
Загрузка Pu/(²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu), т	2,1/1,5	8,56/6,06
Компания топлива, лет	5	5 - 6
Интервал между перегрузками, лет	1	1
КВА	~1	~1
Мощностной эффект, % ΔК/К	0,16	0,15
Полный эффект, % ΔК/К	0,35	0,31
Доля запаздывающих нейтронов, β _{эфф} , %	0,36	0,34
Скорость свинца	1,8	1,7
Энергонапряженность, МВт/м ³		140
КПД нетто энергоблока, %	43	43

Стратегия переработки топлива в реакторе БРЕСТ-1200

Все топливо выгружаемое из активных зон АЗ-1, АЗ-2 и АЗ-3 при переработке перемешивается, из топлива выделяются ПД и заменяются на эквивалентное количество ^{238}U . Все актиноиды возвращаются в реактор вместе с регенерированным топливом на дожигание и трансмутацию. В состав загружаемого урана включено 0,3% ^{235}U .

В результате расчета нескольких последовательных компаний получен следующий равновесный состав регенерированного топлива:

$^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am} - 0,660/0,270/0,039/0,017/0,009/0,005$

Масса минорных актинидов при загрузке реактора – 0,12 т

За микрокампанию (~ 1 год) сжигается 0,72 т плутония, а воспроизводится 0,80 т

Вследствие обеспечения высоких воспроизводящих характеристик АЗ ($\text{КВА} \geq 1$) снижение реактивности при выгорании топлива и накоплении ПД почти полностью компенсируется ростом реактивности при наработке плутония.

Дожигание продуктов деления

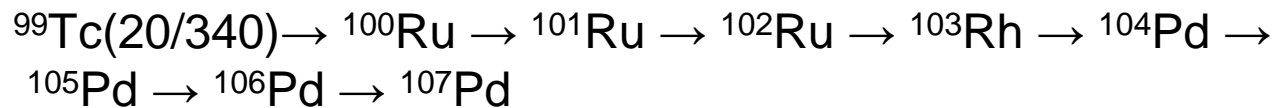
Трансмутация продуктов деления осуществляется в тепловом спектре нейтронов, в основном за счет реакции (n, γ).

Для того чтобы удвоить скорость уничтожения ^{90}Sr требуется поток $7 \cdot 10^{16}$ н/см²с.

Для ^{137}Cs требуется $5 \cdot 10^{15}$ н/см²с.

Для эффективного уничтожения ^{14}C , ^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{151}Sm достаточно плотности потока 10^{15} н /см²с.

Трансмутация ^{99}Tc



$$T_{1/2}(^{107}\text{Pd}) = 6.5 \cdot 10^6 \text{ лет}$$

Трансмутация ^{129}I

При уменьшении концентрации в 100 раз образуется 2.4% ядер ^{135}Cs .
Требуется переработка в процессе трансмутации

ИТЭФ (Герасимов):

Использование ЭЛЯУ для трансмутации долгоживущих высокоактивных радиоактивных отходов является приоритетным по сравнению с другими возможностями.

Требуется разрабатывать ЭЛЯУ с высоким потоком тепловых нейтронов в blankets, большим чем 10^{15} н/см²с, с производительностью трансмутации превышающей скорость образования радионуклидов в энергетических реакторах.

Энергия протонов 0.8 - 1.5 ГэВ

Ток протонов 30 – 100 мА

Мощность нейтронопроизводящей мишени 30 – 100 МВт

Тепловая мощность blankets 1000 - 3000 МВт

Эффективный коэффициент размножения > 0.95

Плотность потока тепловых нейтронов в blankets $(1 - 5) \cdot 10^{15}$ н/см²с

Академик В.И. Субботин:

“теплоноситель может быть химическим элементом, сплавом, смесью химических элементов, но не химическим соединением” и, полагает, что вода (легкая и тяжелая) и фтористые соли не удовлетворяют сформулированному им критерию безопасности перспективных ядерно-энергетических установок.