



РОСАТОМ

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

Аналитический обзор развития «быстрой» тематики

**Научно-исторический круглый стол под эгидой
отечественного Ядерного общества**

Авторы: И.Б. Журавлев, С.А. Квятковский, П.Б. Птицын

ЦАИР, Частное учреждение «Наука и инновации»

Докладчик: С.А. Квятковский

25.06.2021



Анализ ретроспективы развития программ быстрых натриевых реакторов в мире

Первые теоретические обоснования возможности создания реакторов с быстрым спектром нейтронов были представлены уже во время «атомных проектов» СССР и США.

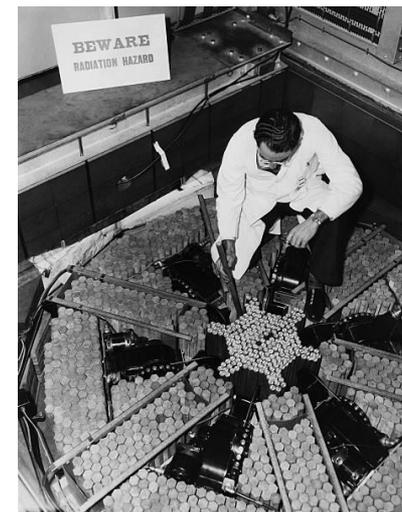
Для подтверждения теоретических расчётов и демонстрации возможности достижения большого коэффициента воспроизводства (КВ) были спроектированы и запущены первые исследовательские установки с быстрым спектром нейтронов в США (CLEMENTINE в 1946 г.), СССР (БР-1 в 1955 г.) и в Великобритании (ZEPHYR / ZEUS в 1954-1956 гг.).



CLEMENTINE



БР-1

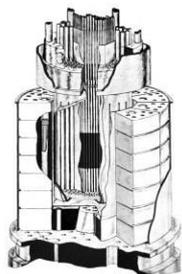


ZEUS

Ретроспектива развития технологии реакторов типа БН в США

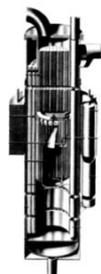


РОСАТОМ



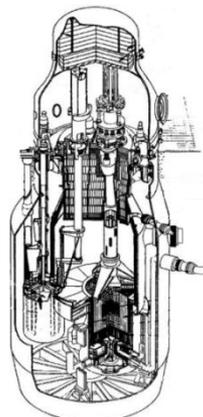
EBR-I

- 1953-1963 гг.;
- 1,4 МВт(т) / 0,2 МВт(э);
- NaK;
- Металл. топливо (94% по ^{235}U);



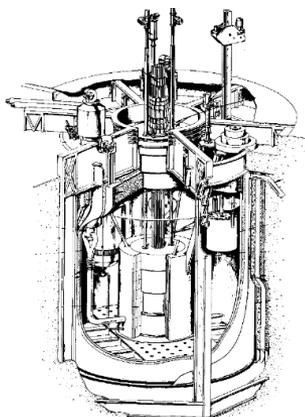
LAMPRE-I

- 1961-1963 гг.;
- ~ 1 МВт(т) / -;
- Na;
- Жидкое металл. Pu топливо.



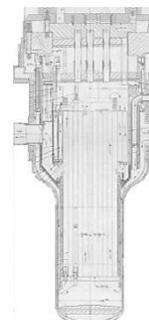
FERMI-I

- 1963-1972 гг.;
- 200 МВт(т) / 66 МВт(э);
- Na;
- Металл. топливо (25,69 % ^{235}U)



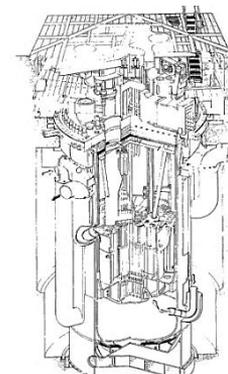
EBR-II

- 1964-1991 гг.;
- 60 МВт(т) / 20 МВт(э);
- Na;
- Металл. топливо (67 % ^{235}U)



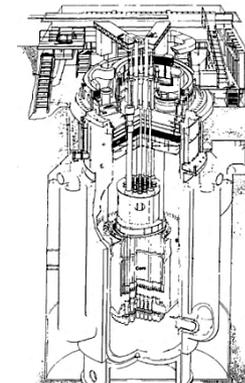
SEFOR

- 1969-1972 гг.;
- 20 МВт(т) / -;
- Na;
- UO_2 - 20% PuO_2



FFTF

- 1980-1993 гг.;
- 400 МВт(т) / -;
- Na;
- UO_2 - PuO_2



CRBRP

- **Не окончен**
- 1000 МВт(т) / 350 МВт(э);
- Na;
- Металл. U-Pu топливо (возможно UO_2 - PuO_2)

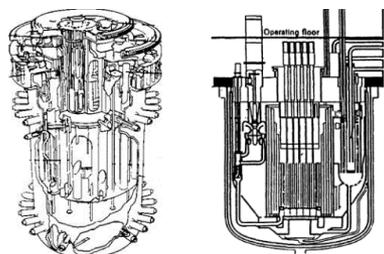
Результаты программы развития технологии БН в США:

- Впервые в мире на ядерном реакторе получено электричество, продемонстрировано получение Pu из ^{238}U , осуществлена экспериментальная переработка облученного топлива и рецикл делящихся материалов;
- Апробированы технологии натриевого теплоносителя, металлического и керамического топлива быстрых реакторов, проведены экспериментальные работы по обоснованию конструкционных материалов и внутриреакторного оборудования;
- Проведены эксперименты по отводу остаточного тепловыделения активной зоны и эксперименты с жидкометаллическим плутониевым топливом.

Ретроспектива развития технологии реакторов типа БН в Европе



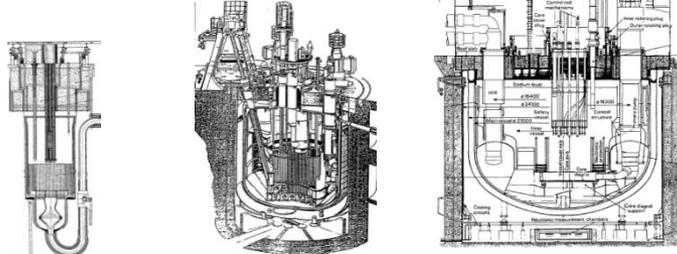
POCATOM



DFR

PFR

- 1959 - 1977 гг.;
- 60 МВт(т) / 14 МВт(э);
- NaK;
- Металл. топливо (75% по ^{235}U).
- 1974 - 1994 гг.;
- 650 МВт(т) / 250 МВт(э);
- Na;
- $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ (22 / 28.5% Pu).

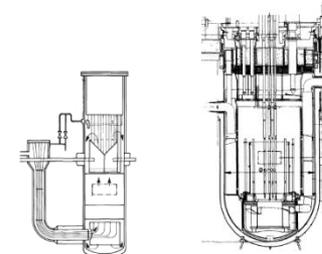


RAPSODIE

Phenix

Superphenix

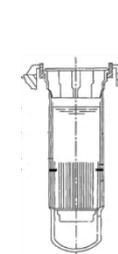
- 1967 - 1983 гг.;
- 40 МВт(т) / - ;
- Na;
- $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ (55% Pu).
- 1973 - 2009 гг.
- 563 МВт(т) / 250 МВт(э);
- Na;
- $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ (16 / 22 % Pu).
- 1985 - 1997 гг.;
- 3000 МВт(т) / 1200 МВт(э);
- Na;
- $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ (70% Pu).



KNK-II

SNR-300

- 1972 - 1988 гг.;
- 58 МВт(т) / 20 МВт(э);
- Na;
- $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ (83% по ^{235}U + 30 % Pu).
- **Не окончен;**
- 762 МВт(т) / 327 МВт(э);
- Na;
- $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ (25 / 36% Pu).



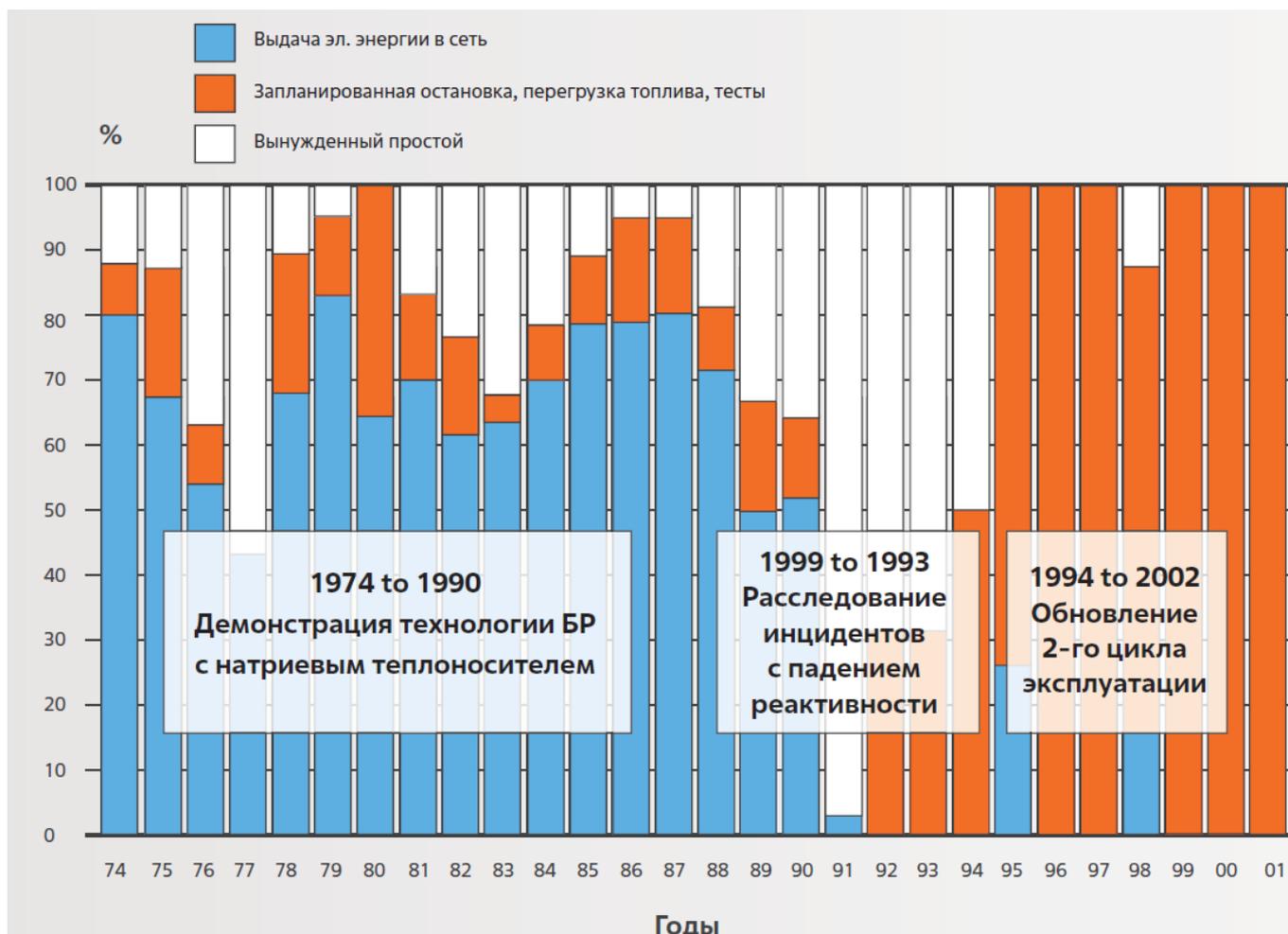
PEC

- **Не окончен;**
- 120 МВт(т) / - ;
- Na;
- $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ (28.5 % Pu).

Результаты программы развития технологии типа БН в Европе:

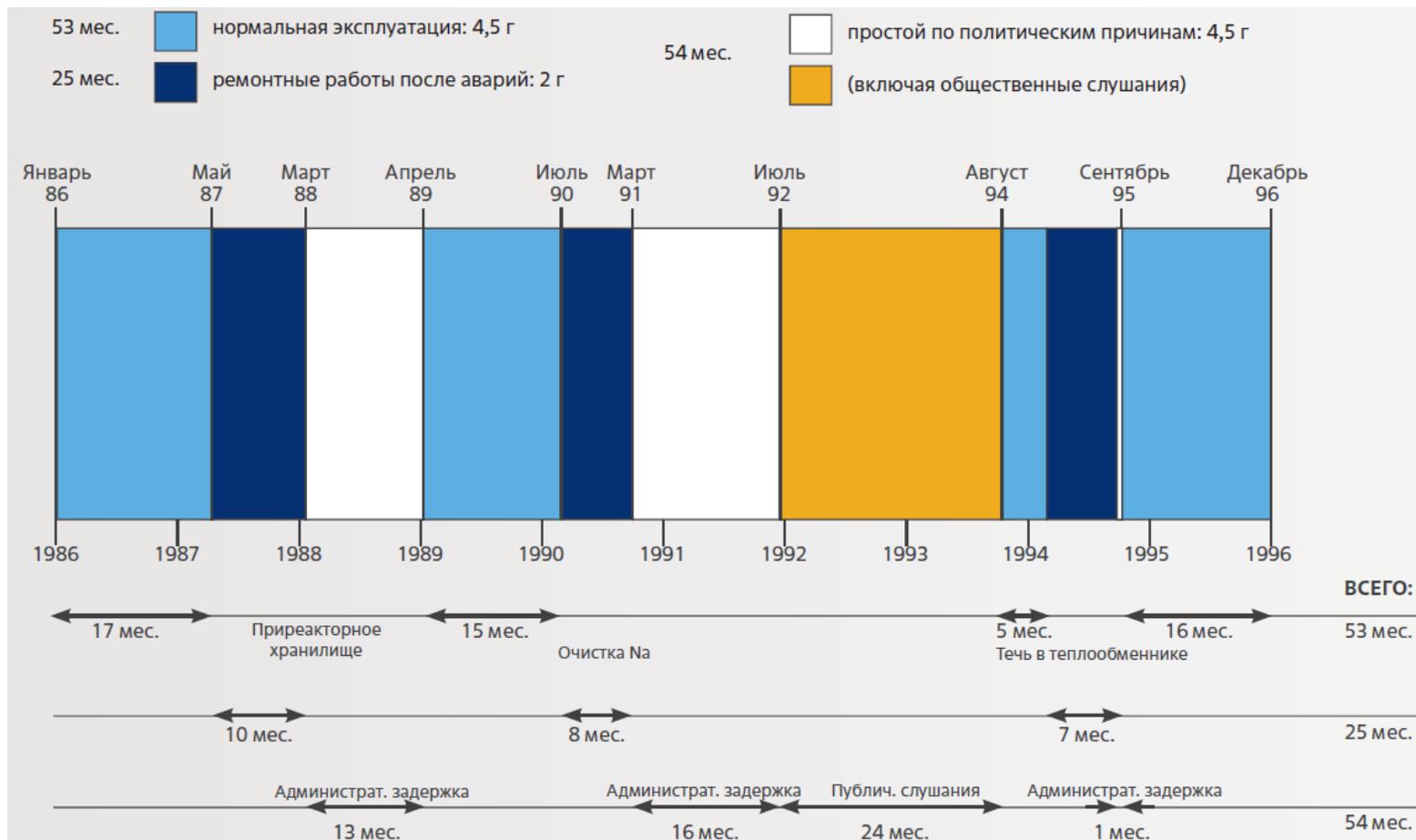
- Апробированы технологии натриевого теплоносителя, металлического и керамического топлива быстрых реакторов;
- Проведены экспериментальные работы по обоснованию конструкционных материалов, внутриреакторного оборудования, проведена отработка принятых решений на действующих энергетических реакторах;
- Продемонстрирована технология переработки облучённого топлива, осуществлён многократный рецикл делящихся материалов в быстром реакторе и достигнуто значительное выгорание МОКС-топлива;
- Продемонстрировано достижение высокого КИУМ на энергетическом быстром натриевом реакторе;
- Реактор DFR являлся первым в мире быстрым натриевым реактором, подключенным к национальной электрической сети.

Влияние технических факторов на эксплуатацию реакторов типа БН в Европе



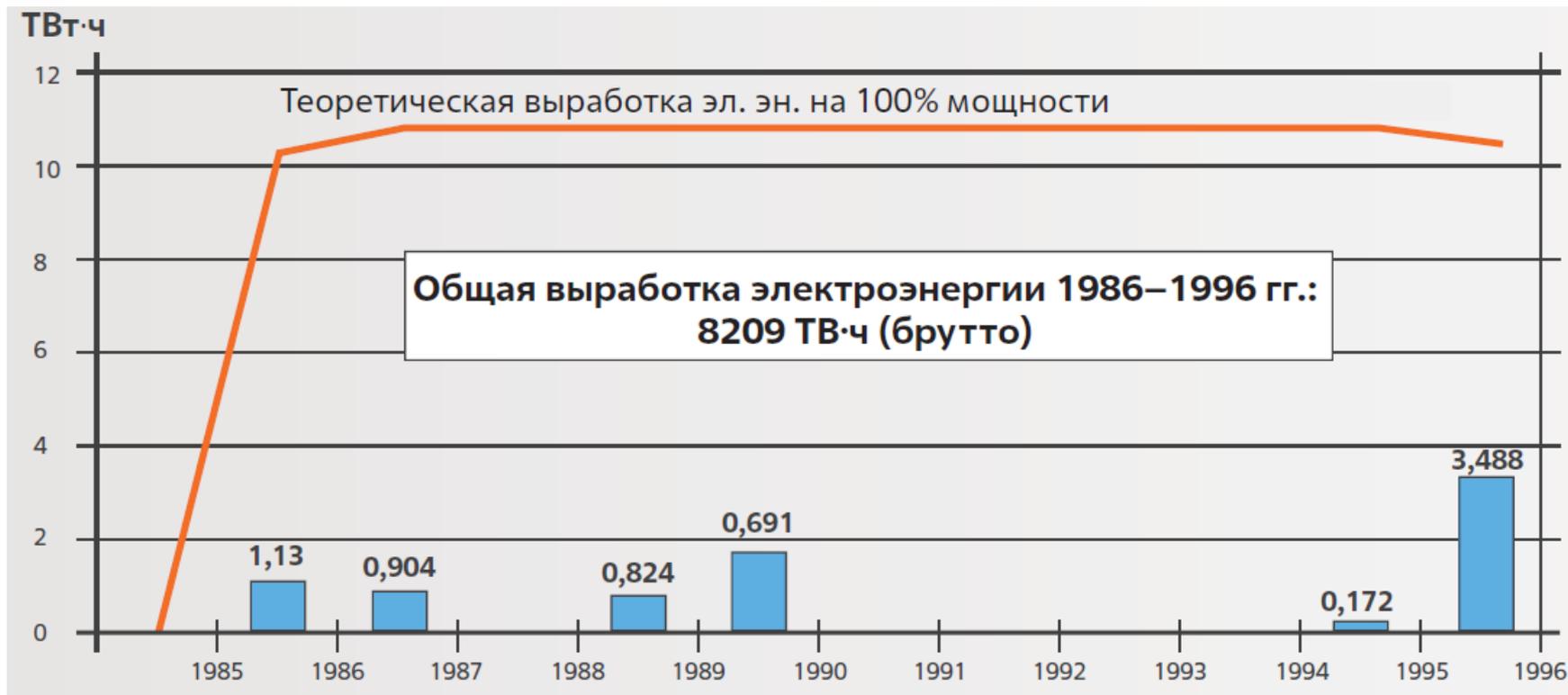
Эксплуатационные показатели реактора Phenix с 1974 по 2002 гг.

Влияние политических факторов на эксплуатацию реакторов типа БН в Европе (1)



Периоды эксплуатации и остановка реактора SUPERPHÉNIX с указанием причин

Влияние политических факторов на эксплуатацию реакторов типа БН в Европе (2)



Теоретическое и фактическое ежегодное производство электроэнергии на реакторе SUPERPHÉNIX

Влияние политических факторов на реализацию программ реакторов типа БН в Европе

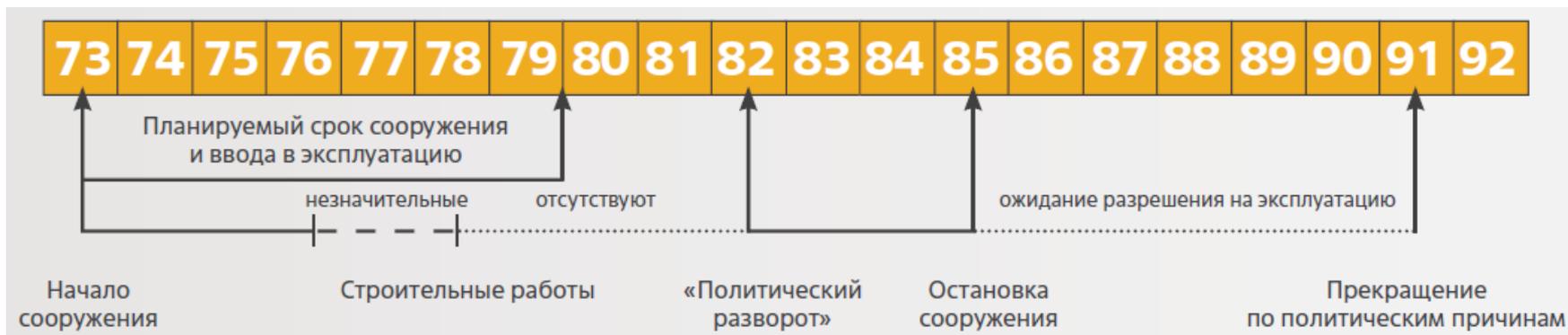
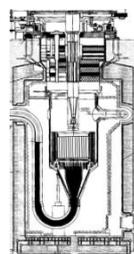


График сооружения реактора SNR-300



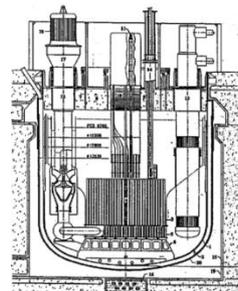
В руках – документы для лицензирования экспериментального водяного реактора FR-1, справа – перечень документов необходимый для получения лицензии модернизированным реактором KNK-II. Лицензирование заняло 8 лет.

Ретроспектива развития технологии реакторов типа БН в странах Азии (1)



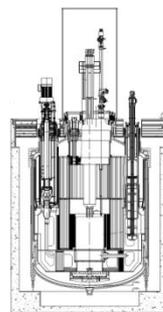
FBTR

- 1985 – н.в.;
- 40 МВт(т) / 13 МВт(э);
- Na;
- UC-PuC (70% Pu).



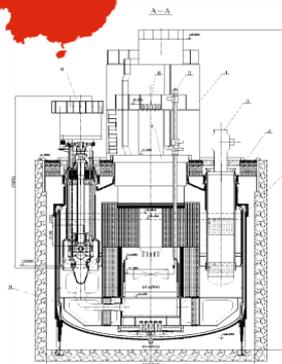
PFBR

- ~ 2020;
- 1253 МВт(т) / 500 МВт(э);
- Na;
- $UO_2 - PuO_2$ (21/ 28 % Pu).



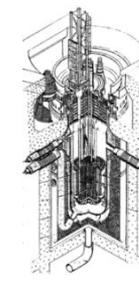
CEFR

- 2011 – н.в.;
- 65 МВт(т) / 25 МВт(э);
- Na;
- UO_2 (60 % ^{235}U).



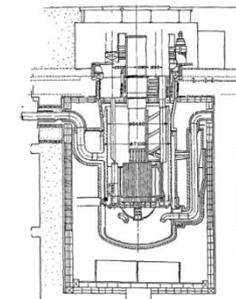
CFR-600

- ~ 2023;
- 1500 МВт(т) / 600 МВт(э);
- Na;
- Старт на ВОУ топливе и переход на $UO_2 - PuO_2$.



Joyo

- 1983 – н.в.;
- 50-140 МВт(т) / - ;
- Na;
- $UO_2 - PuO_2$ (36 % Pu).



Monju

- 1995 - 2016 гг.;
- 714 МВт(т) / 280 МВт(э);
- Na;
- $UO_2 - PuO_2$ (16 / 21 % Pu).

Индия

- Апробированы технологии натриевого теплоносителя, карбидного смешанного U-Pu и МОКС-топлива;
- Проведены работы по обоснованию конструкционных материалов, внутриреакторного оборудования, на лабораторном уровне продемонстрирована технология переработки карбидного топлива и повторного рециклирования Pu;

Китай

- Эксплуатация действующего экспериментального реактора на ВОУ топливе, запланирован переход на МОКС-топливо;
- Реконструирована экспериментальная линия по изготовлению МОКС-топлива для CEFR;

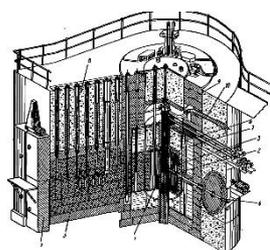
Япония

- Апробированы технологии натриевого теплоносителя и МОКС-топлива, проведены экспериментальные работы по обоснованию конструкционных материалов;
- Осуществлён незначительный повторный рецикл делящихся материалов в быстрых реакторах.

Ретроспектива развития технологии реакторов БН в СССР / России

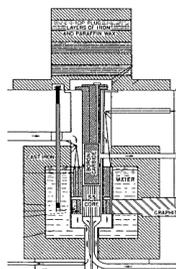


РОСАТОМ



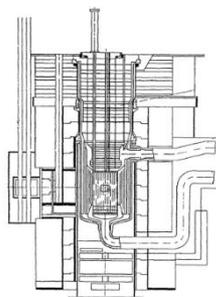
БР-2

- 1956 – 1957 г.;
- 100 кВт(т) / - ;
- Hg;
- Pu.



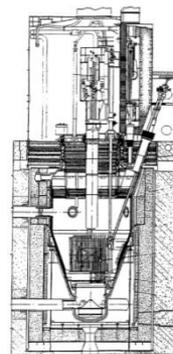
БР-5/10

- 1958 – 2002 г.;
- 5-8 МВт(т) / - ;
- Na;
- PuO_2 , UC , UN (90 % ^{235}U).



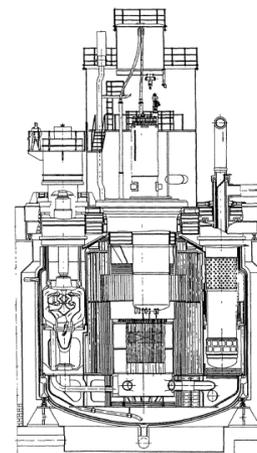
БОР-60

- 1969 – н.в.;
- 60 МВт(т) / 12 МВт(э);
- Na;
- VOU , UO_2 , $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$.



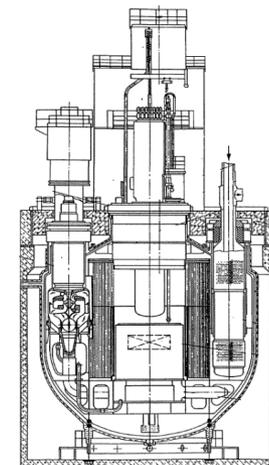
БН-350

- 1973 – 1998 г.;
- 750 МВт(т) / 130 МВт(э);
- Na;
- UO_2 (20-25 % ^{235}U), частично $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$.



БН-600

- 1980 – н.в.;
- 1470 МВт(т) / 600 МВт(э);
- Na;
- UO_2 .



БН-800

- 2015 – н.в.;
- 2100 МВт(т) / 880 МВт(э);
- Na;
- UO_2 , $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$.

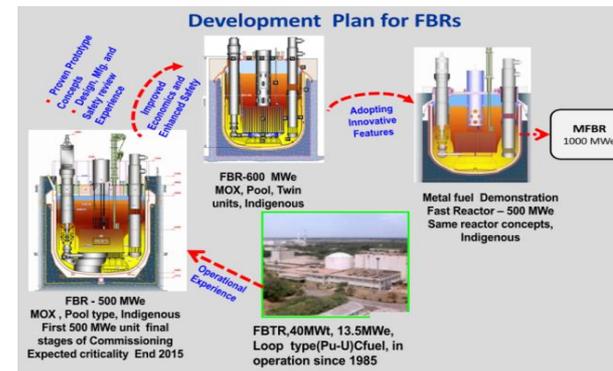
Результаты программы развития технологии БН в России:

- Отработаны технологии натриевого теплоносителя и оксидного топлива, продолжается освоение МОКС-топлива, проведено изучение нитридного и карбидного топлива, проведены экспериментальные работы по обоснованию конструкционных материалов, внутриреакторного оборудования, полученный опыт внедрён на действующих энергетических реакторах;
- Освоена технология переработки оксидного облучённого топлива реакторов БН;
- Впервые в мире продемонстрировано опреснение морской воды с помощью ядерного реактора;
- Продемонстрировано достижение стабильно высокого КИУМ на энергетическом натриевом быстром реакторе (2/3 всей электроэнергии, выработанной быстрыми реакторами в мире, было произведено на реакторе БН-600).

Современные зарубежные программы развития ЯЭ на основе реакторов типа БН (1)

Индия:

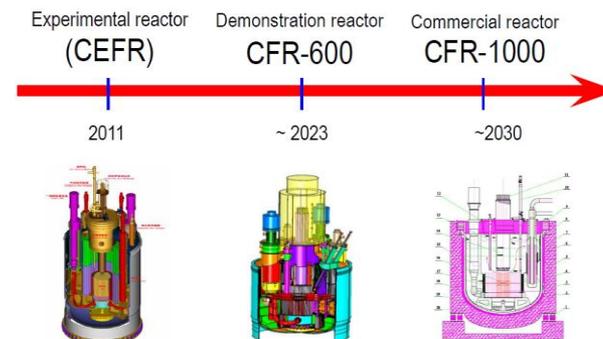
- Трёхстадийная программа развития ядерной энергетики и замыкания ЯТЦ;
- Второй этап включает внедрение быстрых натриевых реакторов-размножителей с МОКС-топливом; в дальнейшем ввод реакторов типа БН с металлическим топливом и высоким КВ;
- Поэтапное развитие линейки быстрых натриевых реакторов и значительное увеличение их доли в ЯЭ.



Планы развития линейки реакторов типа БН в Индии

Китай:

- Трёхэтапная программа освоения технологии быстрых натриевых реакторов:
 - экспериментальный быстрый натриевый реактор CEFR мощностью 20 МВт(э) - действует;
 - реактор собственного дизайна CFR-600 мощностью 600 МВт(э) – в стадии сооружения;
 - коммерческий быстрый натриевый реактор мощностью 1000-1200 МВт(э) – перспектива.



Этапы развития линейки реакторов типа БН в Китае

Япония:

- В планах заявляется, что сооружение новых энергетических реакторов с быстрым спектром нейтронов будет возможно не ранее 2050 года;
- К 2024 году должен быть осуществлён выбор технологии будущего быстрого реактора, далее должны быть определены цели его использования и временные рамки создания технологии;
- В качестве основной технологии рассматривается натриевая технология.

Современные зарубежные программы развития ЯЭ на основе реакторов типа БН (2)



Великобритания:

- Упор сделан на разработку технологий и последующее внедрение малых модульных реакторов и микрореакторов. На данный момент идёт отбор технологий, среди которых рассматриваются быстрые малые модульные реакторы с натриевым теплоносителем (проект реактора ARC-100).

Франция / Европейский союз:

- В Европейском союзе по тематике быстрых натриевых реакторов на данный момент проводятся расчётные исследования и лабораторные эксперименты, направленные на получение новых экспериментальных данных, верификации расчётных инструментов, оценки новых мер безопасности для будущих быстрых натриевых реакторов;
- Основным европейским проектом по быстрым натриевым реакторам был французский проект реактора ASTRID, об прекращении финансирования которого было объявлено в 2019 году. Поскольку реактор ASTRID рассматривался как прототип европейского натриевого быстрого реактора большой мощности ESFR, его закрытие оставляет неопределённость в дальнейшем продолжении работ по натриевой технологии в Европейском Союзе;

США:

- Проведена оценка и сравнение около 4400 вариантов развития реакторных технологий и соответствующих топливных циклов. Наибольшую интегральную оценку получили варианты топливных циклов с быстрыми реакторами;
- Проведённый в дальнейшем углублённый анализ и отбор технологий указал на перспективность развития натриевой технологии быстрых реакторов;
- В 2017 г. был принят акт о создании исследовательского быстрого натриевого реактора VTR, указывается необходимость коммерческой демонстрации натриевого реактора к 2030 г.;
- Ориентация на создание и сооружение малых модульных реакторов коммерческими компаниями.

Результаты развития технологии реакторов типа БН (1)



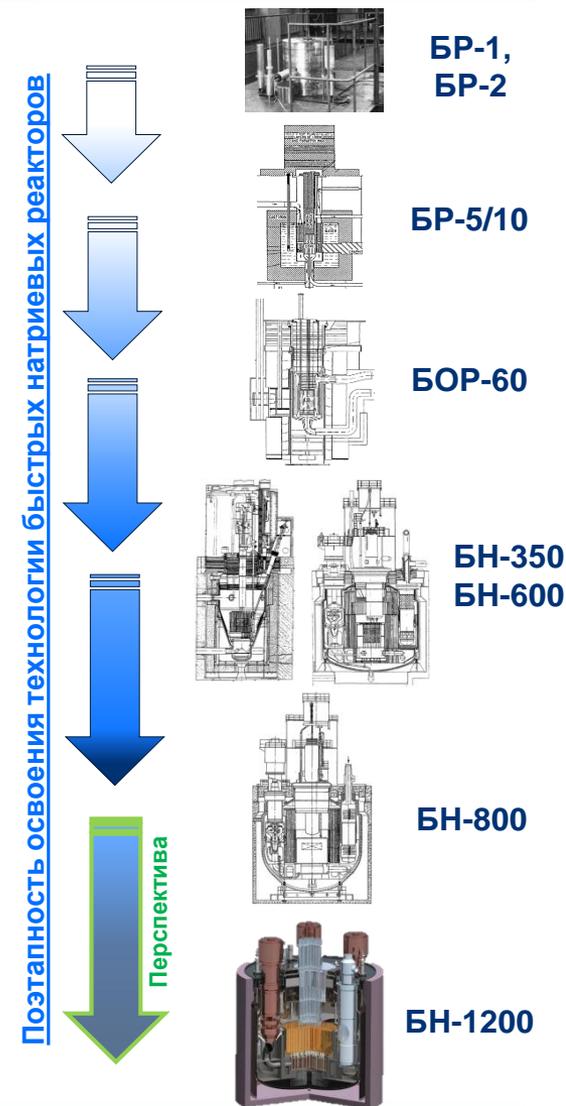
РОСАТОМ

- Исследования в области быстрых реакторов в различных странах привели к схожим результатам: выбор натрия в качестве теплоносителя, интегральная компоновка первого контура, оксидное или металлическое топливо;
- На опытном уровне продемонстрированы технологии переработки облучённых ТВС быстрых реакторов и рецикл выделенных ДМ;
- Технология реакторов типа БН прошла последовательное поэтапное развитие.

Причины ограничения развертывания реакторов типа БН:

- Общее падение интереса к ЯЭ вследствие аварии на Чернобыльской АЭС и значительного снижения стоимости нефти;
- Политические факторы и общественные протесты;
- Отсутствие широкой демонстрации коммерческой эффективности технологии быстрых натриевых реакторов и технологий замыкания ЯТЦ.

Сворачивание программ развития быстрых натриевых реакторов не связано с принципиальными и неустраняемыми техническими особенностями технологии. Наибольшее влияние оказали политические факторы и отсутствие достаточных экономических стимулов для дальнейшего развития реакторов типа БН в 80-х – 90-х гг.



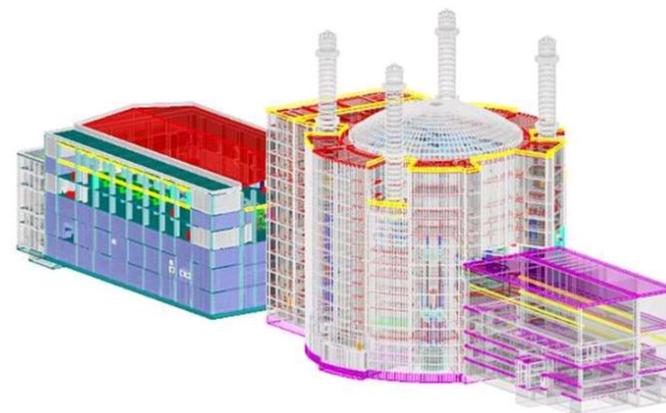


Экспортный потенциал энергоблоков с реакторами БН

Оценка экспортного потенциала энергоблоков с реакторами БН

На данный момент Россия является лидером мирового рынка сооружения реакторов для зарубежных заказчиков, но в последнее время наблюдается усиление конкуренции за счёт выхода на рынок новых игроков со схожими по техническим характеристикам и стоимости предложениями.

- Сохранение существующего положения и расширения портфеля заказов требует предоставления эксклюзивного предложения;
- Основой такого предложения могло бы стать использование уникальных свойств технологии БН;
- Успешное освоение и демонстрация технологии реакторов БН и соответствующих технологий ЯТЦ на коммерческом уровне позволит в перспективе предоставлять зарубежным заказчикам как усовершенствованные реакторы ВВЭР, так и потенциально энергоблоки с реакторами БН.



Стоит, однако, учесть возможные правовые, технические и экономические ограничения экспорта энергоблоков с реакторами БН, которые будут оказывать влияние на потенциальный зарубежный рынок.

Экспорт энергоблоков с реакторами БН малоперспективен, поскольку:

- Для стран, придерживающихся политики «отложенного решения» и не обладающих ЯО потребуется
 - доработка проекта реактора для обеспечения гарантий МАГАТЭ;
 - разработка дополнительных мер физической защиты;
 - создания развитой логистики свежего и облученного МОКС-топлива с высоким содержанием ДМ.

Кроме того, отсутствуют механизмы, полностью снимающие риск отказа страны-импортёра блока с реактором БН от обеспечения гарантий МАГАТЭ, выхода из договора ДНЯО и использования реактора в целях реализации военной программы по производству ЯО.

- Для Индии и Китая
 - интерес к реакторам типа БН будет обусловлен возможностью доступа к технологиям быстрых натриевых реакторов большой мощности, получением опыта их сооружения и эксплуатации.

Нельзя исключать последующий выход этих стран на международный рынок с предложением со схожими техническими характеристиками, но лучшими финансовыми условиями.



ЭКСПОРТ УСЛУГ НА ОСНОВЕ ВНУТРЕННЕГО ПАРКА БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Рециклирование ядерных материалов: утилизация зарубежного плутония (1)

Согласно отчётам зарубежных стран, в мире накоплено порядка **315 т.** выделенного энергетического плутония



≈ 137 т. Pu



≈ 80,9 т. Pu



≈ 47,3 т. Pu



≈ 49,5 т. Pu (?)

Диапазон затрат на хранение энергетического плутония оценивается от 711 \$ США / кг. в год (Великобритания) до 3 130 \$ США / кг. в год (США) .

Оценка стоимости «вечного» хранения Pu:

- Без учёта инфляции

$$S_{\infty} = S \frac{1+r}{r}$$

- С учётом инфляции

$$S_{\infty} = S \frac{1+g}{r-g}$$

		Исходная стоимость хранения, долл. США за кг. в год		
Ставка дисконтирования		711	1 200	1 378
Без учёта инфляции	5%	14 931	25 200	28 938
С учётом инфляции*	5%	24 174	40 800	46 852

* -2% - среднегодовой темп инфляции

Примем величину **20 000 \$/кг** за среднюю оценку стоимости «вечного» хранения Pu и одновременно – за предварительную оценку выручки Госкорпорации «Росатом».

Рециклирование ядерных материалов: утилизация зарубежного плутония (2)



Оценки рентабельности для Госкорпорации «Росатом» услуги по утилизации зарубежного энергетического плутония

	Доход(+) / Затраты(-), \$ на 1 кг. ТМ	Множитель*	Доход (+) / Затраты (-), \$ на 1 кг. ТМ (исходного Pu)
Выручка от собственника плутония	20 000	1	20 000
Фабрикация МОКС для БН	-7 400	5	-37 000
Продажа электроэнергии	$5 \times 67 \times 24 \times 0,3855 \times 0,8 \times 11$ 00/65	5	41 961
Переработка ОЯТ БН	-585	5	-2 925
Итого			22 036

* множитель 5 учитывает 20%-ное содержание плутония в МОКС-топливе БН.

При размере годовой загрузки плутония в а.з. БН-800, равной 1,83 т., годовая прибыль Госкорпорации «Росатом» от услуги по утилизации зарубежного энергетического плутония может составить **40,3 млн.\$ США**.

При последующем развитии парка реакторов БН и оценивая размер рынка в половину объёма накопленного за рубежом энергетического плутония – 132,5 т.ТМ, размер интегральной выручки от услуги по утилизации плутония можно оценить в **2 915 млн.\$ США**

Рециклирование ядерных материалов: «облагораживание» изотопного состава Pu (1)



Были рассмотрены различные бизнес-модели реализации проекта по многократному рециклу плутония в АЭС зарубежного заказчика и России

Вход			Выход		
			Вид вывозимого материала		
			Переработка МОКС-ОЯТ БН у зарубежного заказчика	Переработка МОКС-ОЯТ БН в РФ	
Вход			ТВС ОЯТ БН	Порошок PuO ₂ + UO ₂	ТВС PWR
Вид ввозимого материала		+/-	Минимум переделов в РФ (-)	+1 передел в РФ (+); требует оценки осуществимости с правовой точки зрения	Максимум переделов в РФ(+), но требует переоборудования и сертификации производства (-)
Переработка ОЯТ МОХ в РФ	ОТВС МОКС-ОЯТ	Максимум переделов в РФ(+), но ввоз ОЯТ(-)	Не рассматривается вследствие малого количества переделов в РФ	✓ Рассматривается как базовый	✓
Переработка ОЯТ МОХ у зарубежного заказчика	Порошок PuO ₂ + UO ₂ (мастер-смесь)	Не требует передачи технологий и сертификации (+); требует оценки осуществимости с правовой точки зрения		✓	-
	Таблетка БН	Требует передачи технологии, сертификации (-)		-	-
	ТВС БН	Минимум переделов в РФ(-); требует передачи технологии, сертификации (-)		-	-

Рециклирование ядерных материалов: «облагораживание» изотопного состава Pu (2)



Оценка оплаты Российской стороне за выполнение технологической процедуры по «облагораживанию» плутония проводилась на основе результатов расчёта эффекта для зарубежного заказчика от реализации проекта;

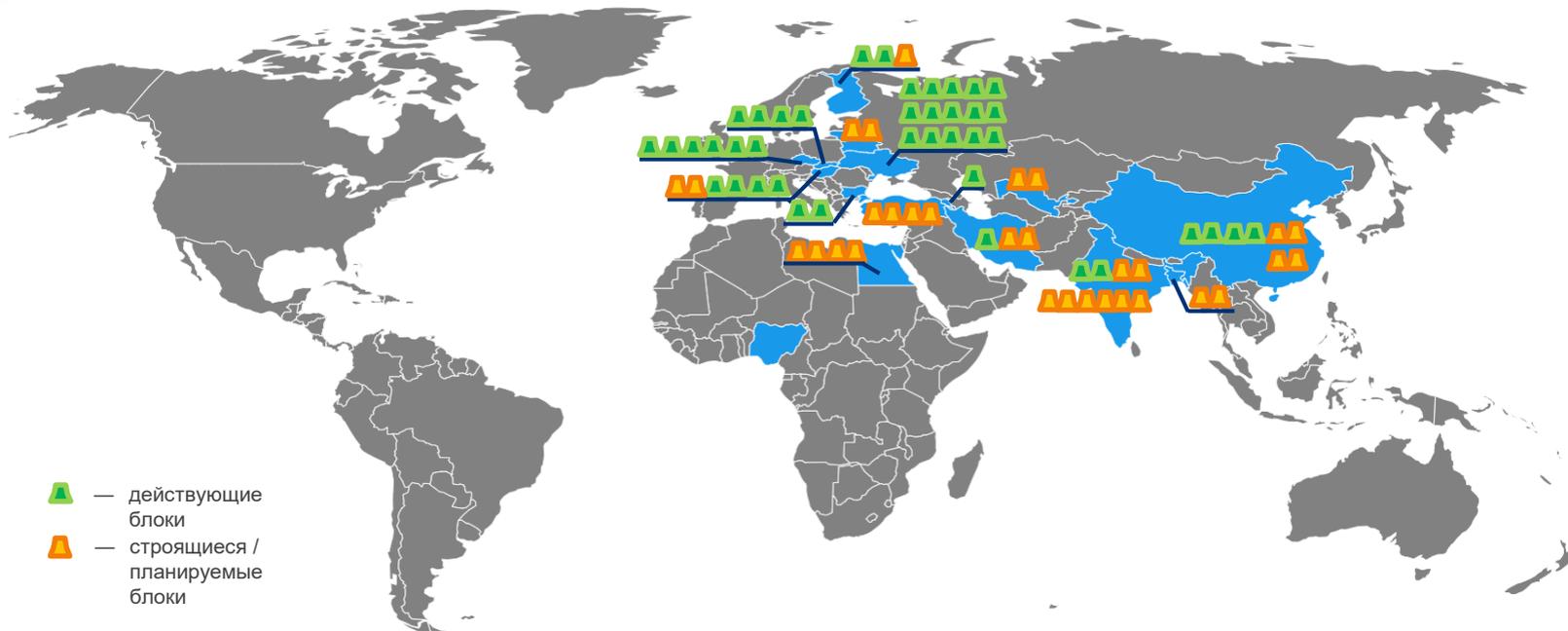
Таблица: Затраты зарубежного заказчика стороны на 1 тонну ТМ исходного МОКС-ОЯТ (в тыс. долл. США)

		Вариант 1 («ТВС-порошок»)	Вариант 2 («ТВС-ТВС»)	Вариант 3 («порошок-порошок»)	Без Проекта
1	Переработка ОЯТ		0	2 100	5 330
2	Изготовление порошка МОХ для БН	0	0	6	0
3	Транспортирование порошка МОХ	0	0	3	0
4	Переработка ОТВС БН	0	0	599	0
5	Фабрикация МОХ ТВС для PWR	1 193	0	1 193	1 193
6	Экономия на временном хранении ОЯТ	-23	-23	-23	-215
7	Экономия на инкапсуляции ОЯТ	-635	-635	-635	-33
8	Экономия на захоронении ОЯТ	-183	-183	-183	379
	Итого затраты	351	-841	3 060	6 653
	Экономия в результате проекта	6 302	7 495	3 594	-

- Максимальная величина платежа зарубежного заказчика за услугу по «облагораживанию» плутония лежит в диапазоне от 1,8 до 3,75 млн. долларов США за ОТВС МОКС (принимая, что МОКС ОТВС PWR содержит 500 кг ТМ).
- С учётом максимальной ежегодной загрузки 1,8 т. Pu в БН-800 и содержания примерно 21 кг Pu в МОКС ОТВС реактора PWR, одного реактора БН-800 достаточно для оказания услуги по облагораживанию плутония на сумму **154-375 млн.\$/год** в зависимости от достигнутых коммерческих договорённостей.

*В варианте без осуществления Проекта затраты рассчитаны на эквивалентное количество «вторичного» МОКС (примерно 0,53 т.ТМ), т.е. по сути, на эквивалентную выработку электроэнергии.

Дополнительные услуги на основе внутреннего парка реакторов БН



На основе внутреннего парка реакторов БН возможна реализация дополнительных услуг для зарубежных заказчиков:

- продвижение отечественной технологии ВВЭР на зарубежном рынке за счёт сопутствующего оказания услуги по переработке ОЯТ с рециклом выделенных материалов в парке реакторов БН. Потенциальный объём данной услуги может составить до 1,2 млрд.\$/год (при стоимости услуги по переработки UOX ОЯТ – 1000 \$/кг ТМ);
- утилизация МА, выделенных при переработке зарубежного ОЯТ;
- производство линейки медицинских изотопов.

Стоит отметить разворот общемировой ядерной отрасли к созданию АСММ, в том числе с быстрыми натриевыми реакторами, проекты которых имеются и в России.



ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Технология быстрых натриевых реакторов прошла последовательное поэтапное развитие и является достаточно освоенной.

Россия в настоящий момент выступает в роле лидера по этому направлению и обладает рядом преимуществ, сохранение которых, однако, потребует создание коммерческого реактора БН-1200 и реализации замыкания ЯТЦ.

Это также позволит Госкорпорации «Росатом» предложить дополнительные услуги на международном рынке на основе внутреннего парка реакторов БН:

- оказание услуг по утилизации выделенного зарубежного плутония с возможной годовой выручкой порядка 40 млн.\$ для одного реактора БН-800 и интегральной величиной рынка порядка 2,9 млрд.\$;
- оказание услуг по «облагораживанию» изотопного состава плутония на сумму ~150-320 млн.\$ в год для одного реактора БН-800;
- объём ежегодно выгружаемых МОКС ОТВС реакторов PWR достаточен для ежегодной загрузки 3 реакторов БН-800 или 4 реакторов БН-1200;
- увеличение экспортного потенциала реакторов ВВЭР за счёт предложения по возврату облученных ТВС российского дизайна и вовлечение выделенного RepU и Pu в цикл быстрых реакторов;
- дополнительный источник дохода за счёт наработки изотопов в реакторах БН.

В качестве проекта АСММ среднесрочной перспективы возможно рассмотрение быстрого натриевого реактора БН ГТ-300, обладающего рядом преимуществ за счёт отработанной технологий БН, отсутствия промежуточного контура и применения газотурбинной установки во втором контуре.



СПАСИБО ЗА ВНИМАНИЕ