



ОКБМ
АФРИКАНТОВ
РОСАТОМ

БН – зрелая технология быстрых реакторов для двухкомпонентной ядерной энергетической системы

Васильев Борис Александрович

Советник генерального директора АО «ОКБМ Африкантов»

Научно-исторический круглый стол под эгидой отечественного Ядерного общества
«АЭС с реакторами на быстрых нейтронах: вчера, сегодня, завтра»

25 июня 2021 г.

Диалектика начального этапа развития ядерных реакторов

- Освоение технологии реакторов на тепловых нейтронах (тепловых реакторов) в оборонных целях

Плутоний, полученный в специально созданных тепловых реакторах на природном уране использовался уже для изготовления первых атомных бомб в США и в СССР наряду с высокообогащенным ураном и широко использовался для этой цели при создании ядерного арсенала во всех странах, создавших ядерное оружие.

- Понимание необходимости использования и самодостаточности реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов)

Тепловые реакторы могут эффективно использовать только ~ 1% природного урана – делящийся в тепловом спектре уран-235 (0,71% в природном уране) и, при замыкании топливного цикла, плутоний, образующийся с коэффициентом воспроизводства ~ 0,5.

В быстрых реакторах коэффициент воспроизводства больше 1 и эффективно использовать можно весь природный уран – снимается ограничение по ресурсной базе, не позволяющее развивать атомную энергетику как крупномасштабную и долгосрочную.

Работы по быстрым реакторам начались сразу после понимания их будущей роли, одновременно с созданием промышленных тепловых реакторов для наработки плутония:

- ***В США в конце 1940 годов. под руководством Э. Ферми.***
- ***В СССР в начале 1950 годов. под руководством А. Лейпунского.***

Развитие тепловых реакторов с водяным теплоносителем – рациональный подход на начальном этапе освоения ядерной энергетики

Основные преимущества по сравнению с вариантом освоения быстрых реакторов:

1. Использование традиционного для энергетики и наиболее распространенного вида теплоносителя

Для быстрых реакторов необходимо использовать теплоноситель, не замедляющий нейтроны (жидкие металлы, газ, пар)

2. Меньшая в 2-3 раза критическая загрузка по делящемуся материалу (урану-235, или плутонию)
3. Существенно меньшие, в 5-10 раз, требуемые обогащения по делящемуся материалу

Основные результаты развития энергетических тепловых реакторов (в нашей стране ВВЭР и РБМК)

- Освоение сооружения и эксплуатации АЭС
- Создание ядерных энергетических установок для кораблей и судов
- Освоение ядерного топливного цикла, в том числе, обращение с ОЯТ
- Создание нормативной базы, регулирующей специальные вопросы ядерной энергетики
- Формирование организационных структур для управления ядерной энергетикой и ядерно-оружейным комплексом, имеющих значительное количество общих технологий.

Выбор натрия в качестве теплоносителя быстрых реакторов

- В первых экспериментальных реакторах малой мощности в качестве теплоносителя использовалась ртуть.
 - США, реактор «Клементина», 2.5 кВт(т), 1949 г.
 - СССР, реактор БР-2, 100 кВт(т), 1956 г.
- В следующих зарубежных экспериментальных реакторах был применен натрий-калиевый теплоноситель
 - США, реактор EBR-I, 1.2 МВт(т), 0,2 МВт(э), 1951 г.
 - Великобритания, реактор DFR, 60МВт(т), 15МВт(э), 1954 г.
- Впервые, по предложению А.И. Лейпунского, натрий был использован как теплоноситель в СССР, реактор БР-5, 5 МВт(т), 1959 г. Натриевый теплоноситель был применен затем во всех построенных быстрых реакторах:
 - 11 экспериментальных (СССР, США, Франция, Великобритания, Германия, Япония, Индия, Китай)
 - 9 энергетических реакторов (СССР, Франция, Великобритания, Япония)

Свойства натрия, определившие его выбор в качестве теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах

- Приемлемая температура плавления (~ 100 °С).
- Отличные теплофизические свойства (теплоемкость, теплопроводность, теплоотдача), позволяющие создавать компактные активные зоны и компактное теплообменное оборудование.
- Достаточно высокая (~ 900 °С) температура кипения, что позволяет достичь высоких параметров и к.п.д. при давлении в реакторе, близком к атмосферному.
- Простой способ поддержания требуемой чистоты натрия (холодные фильтровальные ловушки), при котором натрий практически не оказывает коррозионного воздействия на конструкционные материалы.
- Эффективное удержание йода и частично цезия – опасных радионуклидов, которые выходят в первый контур при разгерметизации твэлов.

Проблемные свойства натрия и ограничение или предотвращение их проявления техническими мерами

- Активное химическое взаимодействие натрия с воздухом (горение)

- Сведение к минимуму вероятности и возможных объемов истечения натрия за счет соответствующих конструктивных решений
- Применение эффективных средств тушения натриевых пожаров

- Активное химическое взаимодействие натрия с водой (выделение энергии, образование водорода) при межконтурной течи в парогенераторах

- Исключение влияния этого эффекта на активную зону путем введения промежуточного натриевого контура
- Создание системы защиты парогенератора, исключающей попадание больших объемов воды в натрий и обеспечивающей локализацию продуктов взаимодействия натрия с водой

Зарубежный опыт освоения и развития быстрых натриевых реакторов (1)

США

1. Накопление компетенций, в том числе, строительство и эксплуатация реакторов, в период с 1950 г. по 1980 г., позволяющих создавать быстрые энергетические реакторы;
2. Резкое снижение активности деятельности после принятых в 1977 г. администрацией президента Дж. Картера решений об отказе от переработки ОЯТ и свертыванию работ по быстрым реакторам;
3. Неопределенность в планах развития ядерной энергетики и быстрых реакторах в настоящее время.

Франция

1. Активное освоение технологии быстрых натриевых реакторов в период с 1960 г. по 1990 г. Сооружение энергетического реактора Супер – Феникс мощностью 1240 МВт (эл) в 1986 г.;
2. Неудачи при эксплуатации Супер – Феникса, дороговизна проекта, Чернобыльская авария, общественное мнение...;
3. Разработка проекта EFR (Франция, Великобритания, Германия) с завершением в 1998 г.;
4. Прекращение работ по быстрым натриевым реакторам в 2000 г., возобновление их в 2018 г.;
5. Продолжение работ в настоящее время на перспективу внедрения в 2040 – 2050 гг..

Зарубежный опыт освоения и развития быстрых натриевых реакторов (2)

Великобритания

1. Сооружение прототипного энергетического реактора PFR мощностью 250 МВт (эл) в 1964 г. Работы по коммерческому CDFR мощностью 1320 МВт (эл);
2. Прекращение работ по проекту CDFR в 1990 годы, в значительной мере из-за неудачного опыта создания и эксплуатации PFR;
3. Присоединение к проекту EFR в 1984 г.

Япония

1. Активная деятельность с 1970 годов, сооружение прототипного энергетического реактора MONJU мощностью 280 МВт (эл) в 1997 г., неудачи при пуске реактора;
2. Работы по коммерческому реактору JSFR с 2007 г.;
3. Принятие решения о выводе из эксплуатации MONJU в 2016 г.;
4. Продолжение в том или ином масштабе работ до настоящего времени;
5. Перспективы быстрых натриевых реакторах связаны с общей перспективой развития ядерной энергетики в Японии после аварии на АЭС Фукусима.

Зарубежный опыт освоения и развития быстрых натриевых реакторов (3)

Индия

1. Эксплуатация экспериментального реактора FBTR с 1985 г.;
2. Сооружение прототипного энергетического реактора мощностью 500 МВт (эл), пуск которого осуществляется уже в течение нескольких лет;
3. Твердые планы по развитию быстрых натриевых реакторов.

Китай

1. Эксплуатация с 2012 г. экспериментального реактора CEFR, построенного с помощью российской стороны;
2. Сооружение демонстрационного энергетического реактора CFR мощностью 600 МВт (эл) с помощью российской стороны с планом ввода в эксплуатацию в 2023 г.;
3. Твердые планы по развитию быстрых натриевых реакторов.

Успешное освоение технологии быстрых натриевых реакторов в России

Исследовательские реакторы



БР-5/
БР-10 1959–2002



БОР-60 1969



ИБР-2 1984



МБИР Ведется сооружение

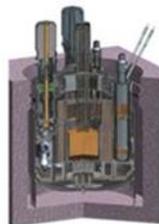
Энергетические реакторы
(БН – быстрый натриевый)



БН-350 1973–1999



БН-600 1980



БН-800 2016



БН-1200 В стадии разработки

Содействие в создании реакторов в КНР



CEFR 2011



CFR-600 Ведется сооружение

- Надежность и безопасность конструкции реактора БН интегрального типа подтверждены успешной эксплуатацией реактора БН-600 в течение 41 года с высоким КИУМ (около 0.8) и минимальным радиационным воздействием на окружающую среду.

- Одобренный Ростехнадзором продленный назначенный срок эксплуатации БН-600 45 лет. Ведутся работы по обоснованию продления эксплуатации до 60 лет.

- Проектный срок эксплуатации РУ БН-800 составляет 45 лет, БН-1200 – 60 лет. С учетом накопленного опыта по БН 600 можно рассчитывать на увеличение срока службы этих реакторов до 60-80 лет.

Основные разработчики технологии БН

(БН – российский быстрый натриевый реактор для АЭС)

- В течение нескольких десятилетий сложились устойчивая кооперация по разработке проектов АЭС с РУ БН
 - ГНЦ «РФ ФЭИ» – научный руководитель;
 - Атомпроект (СПбАЭП, ВНИПИЭТ) – генеральный проектировщик;
 - ОКБМ Африкантов – главный конструктор РУ;
 - ВНИИНМ – главный конструктор-технолог твэла;
 - ОКБ «Гидропресс – конструктор ПГ;
 - ЦНИИКМ «Прометей» - головная материаловедческая организация;
 - «Силовые машины» (ЛМЗ) – главный конструктор паротурбинной установки;
- В 2012 г. для выполнения НИОКР по быстрым реакторам и технологиям ЗЯТЦ было создано ЧУ ИТЦП «Прорыв»
- В 2018 г. ЧУ ИТЦП «Прорыв» преобразовано в АО «Прорыв» и определено головной научной организацией проектного направления «Прорыв»

Технические решения по РУ БН

Базовые технические решения, подтвержденные опытом эксплуатации БН-600

- Конструкция реактора интегрального типа с нижним опираем корпуса
- Конструктивные решения по ГЦН, ПТО, ИМ СУЗ
- Конструктивные решения по перегрузочному оборудованию
- Основные конструктивные решения по ПГ

Основные новые технические решения для проекта БН-1200

- Полное интегрирование систем и оборудования первого контура в баке реактора
- Перегрузочный тракт без БОС, охлаждаемого натрием
- Крупномодульное исполнение ПГ
- Укрупненные твэлы и ТВС

Об экономике АЭС с быстрыми натриевыми реакторами



- **Опыт Франции**

- АЭС с реактором «Супер-Феникс» (ввод в эксплуатацию в 1986 г.) – превышение удельных капитальных затрат по сравнению PWR более, чем в два раза;
- Проект EFR (1998 г.) – превышение удельных капитальных затрат по сравнению с PWR на 20%;

- **АЭС с реакторами БН**

- Превышение удельных капитальных затрат на 3-ий энергоблок с реактором БН-600 по сравнению с 5-ым энергоблоком с реактором ВВЭР-1000 в 1.57 – с учетом региональных коэффициентов;
- При приведении к энергоблоку одинаковой мощности и исключении «уральского» коэффициента, это соотношение $\sim 1,3$;
- *Это строгое сравнение по энергоблокам, сооружение которых велось одновременно (энергопуски в 1980 г.);*
- Новые технические решения, примененные в проекте БН-1200, обеспечивают сопоставимость удельных капитальных затрат БН и ВВЭР;
- В настоящее время в рамках проектного направления «Прорыв» ведутся работы по дополнительной оптимизации энергоблоков (проект БН-1200М).
- **Конкурентоспособность в части топливной составляющей** будет достигаться путем увеличения выгорания топлива, совершенствования технологий ЗЯТЦ и перехода к массовому производству и переработки топлива в условиях прогнозируемого роста цены на природный уран (уран-235).

Освоение топлива и топливного цикла

- Топливо в виде обогащенного UO_2 освоено в реакторе БН-600 до среднего выгорания 74 МВт×сут/кг;
- МОКС-топливо испытано в БН-600 в составе ЭТВС до максимального выгорания 11,2% т.а., что соответствует среднему выгоранию ~ 70 МВт×сут/кг в БН-800;
- Имеется перспектива увеличения выгорания топлива до 90 МВт×сут/кг и более;
- Для БН-800 на ГХК создано производство МОКС-топлива, перевод реактора на активную зону с полной загрузкой МОКС-топливом завершится в 2022 г.;
- Топливо БН-600 в течение 35 лет перерабатывается на ФГУП ПО «МАЯК»;
- На ФГУП ПО «МАЯК» проведены опытная переработка партии ТВС с МОКС-топливом, отработавших в БН-600;
- В рамках работ по проекту «Прорыв» осваивается более плотное СНУП-топливо;
- В рамках работ по проекту «Прорыв» ведутся проектные проработки производств ЗЯТЦ для реакторов БН-1200 применительно к СНУП и МОКС топливу.

Причины замедления развития технологии быстрых натриевых реакторов

- Задержки и неопределенности в развитии ядерной энергетики в целом в связи с крупными авариями на АЭС, накоплением РАО и нерешенностью проблем по обращению с ними;
- Недостатки конструкций реакторов, созданных за рубежом;
- Повышенные капитальные вложения, характерные для ранее разработанных реакторов;
- Сложность освоения уран-плутониевого топлива и ЗЯТЦ.

Достигнутый уровень технологии БН

Зрелость технологий БН – готовность к серийному сооружению определяется:

- Отработанными, подтвержденными опытом эксплуатации, базовыми технологическими решениями;
- Подтвержденными НИР и ОКР новыми техническими решениями, направленными на повышение экономичности и безопасности;
- Успешным опытом эксплуатации в течение 40 лет реактора БН-600;
- Возможностью изготовления всего оборудования на российских предприятиях;
- Достаточной подготовленностью технологий для производства смешанного уран – плутониевого топлива и замыкания топливного цикла;
- Наличием квалифицированного персонала для выполнения необходимых НИР, ОКР, создания и обеспечения эксплуатации новых энергоблоков БН.

Признание проектов БН на международном уровне



- В 2004 г. Международная премия «Глобальная энергия» присуждена за разработку физико-технических основ и создание энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

Лауреатами премии стали – Ф.М. Митенков (Россия), Л. Кох, США.

Ф.М. Митенков – директор – генеральный конструктор АО «ОКБМ Африкантов» с 1970 по 1997, научный руководитель АО «ОКБМ Африкантов» до 2017 г.

- Проект БН-800 признан соответствующим требованиям к реакторам поколения 3+ при оценке перспективных проектов реакторов по критериям устойчивого развития в рамках международного проекта МАГАТЭ-ИНПРО в 2012 г..
- Техническая концепция БН-1200 принята и одобрена как отвечающая требованиям, предъявленным к реакторам поколения 4 на совещании проектного соглашения Международного форума поколения 4 в 2017 г.
- Участие в работах по направлению быстрые натриевые реакторы в Китае так же важно для международного признания российской технологии БН и перспективы ее экспорта как в Китай, так и в другие страны.

Оценка работ по альтернативным технологиям (1)

1. Основными альтернативными натрию теплоносителями являются гелий и свинец
 2. Работы по быстрым реакторам гелиевым теплоносителем в той или иной мере велись как в нашей стране так и за рубежом
- Проблемные вопросы создания быстрых реакторов с гелиевым теплоносителем:
 - *обеспечение бридинга ($K_B > 1$) при приемлемой к высокотемпературным условиям топливной композиции;*
 - *сложность переработки возможной топливной композиции;*
 - *сложность обеспечения отвода тепла от реактора в аварийных условиях.*
 - Драматичный опыт атомной отрасли Франции:
 - *отказ в 2000 г. от продления работ по быстрым натриевым реакторам, несмотря на подготовленный проект высокого уровня EFR;*
 - *разворачивание работ по гелиевым быстрым реакторам как основной технологии быстрых реакторов;*
 - *возобновление в 2008 г. работ по натриевым быстрым реакторам как основной технологии.*

Оценка работ по альтернативным технологиям (2)

3. Наибольший объем НИОКР по быстрым реакторам со свинцовым теплоносителем выполнен в нашей стране. Работы велись в течение 30 лет. В итоге 8 июня этого года началось сооружение опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300 мощностью 300МВт (эл.)
- Основные проблемы применения свинцового теплоносителя:
 - *высокая коррозионная и эрозионная активность теплоносителя;*
 - *повышенные сейсмические нагрузки на оборудование из-за большой плотности теплоносителя;*
 - *сложность заливки теплоносителя в реактор и проведения ремонтных работ в процессе эксплуатации (высокая температура плавления);*
- Эти проблемы будут окончательно изучены при сооружении, проведении пуско-наладочных работ и эксплуатации БРЕСТ-ОД-300, ввод в эксплуатацию которого намечен на 2026г.
- С учетом результатов, которые будут получены, на опытно-демонстрационном реакторе, будет возможно принятие решения о переходе к созданию энергетических быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем

Перспективы формирования двухкомпонентной ЯЭС с ЗЯТЦ

- Необходимость перехода к двухкомпонентной ЯЭС на основе тепловых и быстрых реакторов и ЗЯТЦ определяется двумя основными условиями устойчивого развития ядерной энергетики:
 - обеспечение топливным сырьем на длительное время;
 - минимизация захораниваемых РАО;
- Внедрение быстрых реакторов в структуру ядерной энергетики, начиная с 2030 годов, предусмотрено в стратегии развития ядерной энергетики, принятой Росатомом в 2018 г.
- Сооружений головного энергоблока с реактором БН-1200 предусмотрено Генеральной схемой размещения объектов электроэнергетики до 2035 г. с вводом в эксплуатацию в период 2031 – 2035 гг.
- С учетом продолжения накопления опыта работы на реакторах БН-600, БН-800, и выполнения работ по сооружению головного энергоблока БН-1200 (1200М) возможно развертывание малой серии энергоблоков БН оптимальной конструкции до 2040 г..

**Спасибо
за внимание**

