

СОСТОЯНИЕ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ ТЕХНОЛОГИИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В.М. Поплавский

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

Р

Приведены основные особенности существующей и новой технологических платформ атомной энергетики. Дана краткая характеристика структуры работ в международном проекте «Генерация-IV» и определена роль быстрых реакторов в нем.

Рассмотрены основные особенности проектов быстрых натриевых реакторов, разработанных в различных странах.

На примере энергоблока с реактором БН-1200 показаны основные направления развития технологии быстрых натриевых реакторов. Даны краткое описание состояния технологии быстрых реакторов, охлаждаемых свинцом, свинцом-висмутом и газом. Рассмотрены ожидаемые сроки внедрения замкнутого топливного цикла в структуру атомной энергетики различных стран.

Ключевые слова: «Генерация-IV», быстрый реактор, теплоносители натрия, свинец, свинец-висмут, газ, замкнутый топливный цикл.

Key words: closed fuel cycle, liquid metal coolant, new technological platform, G-IV programme, fuelling.

Современная структура энергопотребления не может лежать в основе обеспечения энергобезопасности и устойчивого развития цивилизации. Решение этой проблемы – в существенном увеличении доли неорганического топлива в энергетике, включая, в основном, атомную энергетику и возобновляемые источники энергии.

В настоящее время ядерная энергетика использует тепловые реакторы и технологии открытого топливного цикла. Топливообеспечение АЭС с тепловыми реакторами осуществляется на основе технологий добычи природного урана и его обогащения для изготовления уранового топлива; в обращении с отработавшим ядерным топливом принято, главным образом, временное хранение. Эксплуатируемые и строящиеся сегодня АЭС безопасны, экологически привлекательны и без учета отложенных проблем вырабатывают конкурентоспособную электроэнергию.

Однако современная технологическая платформа ядерной энергетики, основанная на использовании тепловых реакторов, имеет определенные недостатки. По соображениям научно-технического, экономического, экологического и политического (нераспространение) характера сформировать на этой платформе крупномасштабную, в десятки сотен гигаватт, ядерную энергосистему будущего невозможно. Два основных системных недостатка препятствуют этому: низкая эффективность использования природного сырья и большое количество отходов на еди-

ницу полезной продукции. Поиск путей преодоления упомянутых препятствий опирается на идеи расширенного воспроизводства топлива и физические принципы быстрых энергетических ядерных реакторов, независимо сформулированные выдающимися физиками Э. Ферми в США и А.И. Лейпунским в СССР еще в 1940-х гг. [1].

В нашей стране научные, конструкторские и технологические работы по реализации этих идей ведутся уже более полувека. Исследования нацелены на разработку ядерных технологий, способных обеспечить полное вовлечение в топливный цикл природного урана и тория, а также радикальное уменьшение отходов ядерной энергетики. Именно такие технологии, будучи доведенными до коммерческого уровня, должны составить основу новой технологической платформы крупномасштабной ядерной энергетики России в XXI веке.

В таблице 1 приведены характерные особенности базовых ядерных технологий (четыре ее составляющие) для существующей (СТП) и новой (НТП) технологических платформ ядерной энергетики.

Таблица 1

Базовые технологии существующей и новой технологических платформ атомной энергетики

Технологическая платформа	Сырьевой ресурс	Топливо-обеспечение	Генерация	Обращение с ОЯТ и РАО
СТП (открытый топливный цикл)	U-235	Горнорудное	Реактор на тепловых нейтронах	Длительное хранение
НТП (замкнутый топливный цикл)	U-238 Th-232	Реакторное	Реактор на быстрых нейтронах (совместно с тепловым реактором)	Переработка ОЯТ. Сокращение объемов РАО. Захоронение РАО

Как видно из табл. 1 новая технологическая платформа ядерной энергетики принципиально отличается от существующей по таким важным положениям, как используемые сырьевые ресурсы (уран-238 и торий-232 вместо урана-235), технология топливообеспечения (переход от горнорудного к реакторному воспроизводству ядерного топлива в замкнутом топливном цикле), реакторные технологии (переход от тепловых реакторов в двухкомпонентной структуре ядерной энергетики, включающей в себя тепловые и быстрые, а затем только быстрые реакторы), технологии обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО).

Возрастающую роль быстрых реакторов в общей структуре реакторных технологий будущего наглядно демонстрируют планы проведения НИОКР в рамках программы «Генерация-IV» (G-IV). Так из шести реакторных технологий, предлагаемых к дальнейшему развитию, три относятся к тематике БР, включая быстрый натриевый реактор – SFR, реактор, охлаждаемый свинцом – LFR и быстрый реактор с газовым охлаждением – GFR [2].

Представляют также в перспективе интерес с точки зрения структуры атомной энергетики проекты SCWR – водяной реактор с сверхкритическими параметрами пара и MSR – реактор с расплавами солей.

Перечень стран, участвующих в проведении работ в обоснование того или иного быстрого реактора в рамках G-IV, представлен в табл. 2.

К настоящему времени практическая реализация осуществлена только в части технологии быстрых реакторов, охлаждаемых натрием (БН). Этому в значительной степени способствовала широкая международная кооперация при проведении НИОКР в обоснование проектов БН, а также качественная программа поэтапного освоения указанной технологии.

Таблица 2

Участники разработки реакторов на быстрых нейтронах в рамках G-IV

Страна	Ведущая организация	Реакторная система		
		SFR	GFR	LFR
Евроатом	Объединенный исследовательский центр Европейской комиссии (JRC)			
Франция	Комиссариат по атомной энергии (CEA)			
Япония	Японское агентство по атомной энергии (JAEA)			
Китай	Министерство науки и технологий (MOST)			
Корея	Министерство науки и технологий (MOST)			
Россия	Росатом			
Швейцария	Институт Пауля Шерера			
США	Министерство энергетики (DOE)			

На первом этапе (сороковые годы прошлого века) были теоретически обоснованы уникальные свойства быстрого реактора с точки зрения воспроизводства ядерного топлива и улучшения экологии топливного цикла. В пятидесятые годы в результате исследований физики реактора, технологии различных теплоносителей и т.д. был сформирован облик быстрого реактора на основе технологии БН и реализованы первые экспериментальные установки с реакторами малой мощности.

На следующем этапе (60–70-е гг.) параллельно с расширением опытной базы путем создания экспериментальных установок повышенной мощности были сооружены демонстрационные АЭС, назначение которых – получение промышленного опыта сооружения и эксплуатации ядерно-энергетических установок указанного типа. В дальнейшем проектно-конструкторские и исследовательские силы были сосредоточены на разработке и сооружении первых опытно-промышленных АЭС с натриевыми быстрыми реакторами [3].

Достаточно полная картина освоения быстрых реакторов типа БН на всех вышечтенных этапах в различных странах приведена в табл. 3.

Что касается России (СССР), то концентрация накопленного опыта разработки, обоснования, сооружения и эксплуатации в области технологии БН была реализована в проекте БН-600. Именно в этом проекте были учтены как положительные, так и отрицательные стороны установок БР-5, БР-10, БОР-60 и БН-350. В настоящее время третий блок Белоярской АЭС с реактором БН-600 является практически единственным в мире успешно эксплуатируемым опытно-промышленным быстрым реактором. Коэффициент использования мощности этого реактора за период промышленной эксплуатации находится на уровне 75%, а внеплановые потери – менее 1%. Необходимо отметить, что кроме выработки электроэнергии в коммерческом режиме реактор успешно используется для проведения работ по испытанию новых топливных композиций и конструкционных материалов, систем безопасности и оборудования.

Именно тридцатилетний положительный опыт работы БН-600 дает основание для утверждения, что с точки зрения обеспечения промышленного уровня безопасности и работоспособности технология БН освоена и имеет право на дальнейшее развитие [4].

Мировой опыт освоения технологии БН (табл. 3) показал, что только планомер-

Основные этапы освоения реакторной технологии быстрого реактора на примере натриевого теплоносителя

Страны, установки	США	СССР	Франция	Англия	Германия	Япония	Индия	Китай
Этапы освоения технологии								
1. Экспериментальные установки малой мощности (5–50 МВт т)	EBR-I EBR-II	БР-5 БР-10	Rapsodie	DFR	KNK-II			
2. Экспериментальные установки повышенной мощности (50–150 МВт т)	«Энрико-Ферми» FFTF	БОР-60				JOYO	FBTR	CEFR
3. Опытно-демонстрационные установки (до 1000 МВт т)		БН-350	Phenix	PFR	SNR-300	Monju		
4. Опытно-промышленные установки (600–1200 МВт т)		БН-600	Super-Phenix					

ное (позапное) ее развитие, когда на каждом из последующих этапов учитывается опыт предыдущего, может привести к реальному успеху.

Представляется, что это положение является принципиальным с точки зрения обеспечения успешного развития альтернативных технологий быстрых реакторов, основанных на использовании тяжелых жидких металлов и газов.

Ядерно-энергетическая установка с реактором БН-800, сооружаемая в настоящее время в качестве четвертого блока Белоярской АЭС, является дальнейшим развитием натриевой технологии [5]. Взяв за основу важные инженерно-технические решения, реализованные в БН-600, авторы проекта существенно усовершенствовали отдельные оборудование и системы установки с целью повышения безопасности энергоблока и улучшения его технико-экономических характеристик. Так, например, в системах аварийного останова и теплоотвода используется пассивный принцип действия, существенно уменьшены удельные металлозатраты за счет модернизации оборудования и перехода на моноблочную схему.

На современном этапе развития технологии БН в России энергоблок с реактором БН-800 является важным звеном в решении задачи освоения технологии обращения со смешанным уран-плутониевым топливом и отработки отдельных элементов замкнутого топливного цикла, включая изготовление твэлов и ТВС (в том числе из регенерированного урана и плутония тепловых реакторов), переработку ОЯТ быстрых и тепловых реакторов, обращение с РАО.

Как указывалось выше, дальнейшее развитие технологии быстрых реакторов в определенной степени осуществляется работами по программе G-IV. При этом страны (табл. 2), участвующие в том или ином проекте, проводят НИОКР в соответствии со своими национальными программами и обмениваются результатами исследований на основе системных соглашений, реализуемых в рамках G-IV.

Что касается натриевых быстрых реакторов (SFR), то работы в этом направлении в настоящее время сосредоточены на НИОКР в обоснование проектов БН-1200 (Россия), «ASTRID» (Франция), JSFR (Япония), «KALIMER» (Корея), SMER (США), ESMR (Евроатом) и CFBR (Индия).

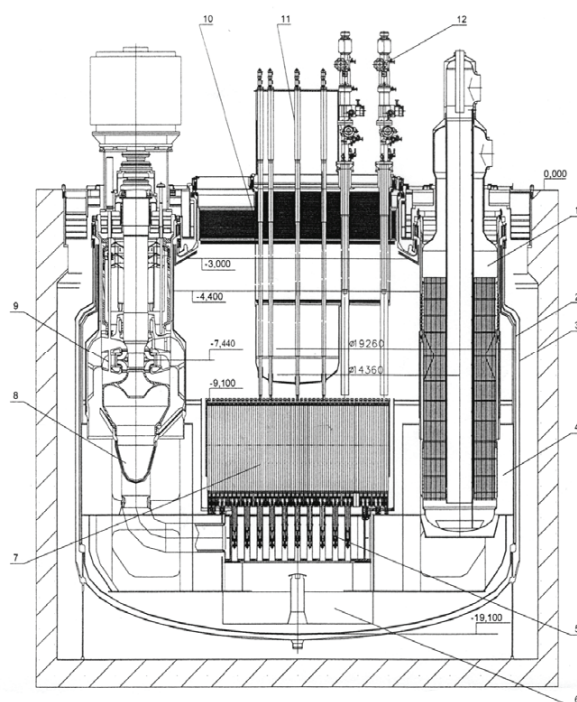


Рис. 1. Разрез реактора БН-1200:1 – промежуточный теплообменник; 2 – основной корпус; 3 – страховочный корпус; 4 – опорный пояс; 5 – напорная камера; 6 – устройство сбора топлива; 7 – активная зона; 8 – напорный трубопровод; 9 – главный циркуляционный насос; 10 – поворотные пробки; 11 – исполнительные механизмы СУЗ; 12 – механизм перегрузки ТВС

Проект БН-1200 представляет собой новую разработку, существенно отличающуюся от БН-600 и БН-800 [6] (рис. 1).

Основное внимание в проекте уделяется дальнейшему повышению безопасности, улучшению экологических характеристик и достижению технико-экономических показателей (требование для реакторов четвертого поколения).

С этой целью используется полная интеграция систем первого натриевого контура в баке реактора, а системы нерадиоактивного натрия второго контура имеют страховочные кожухи, что практически исключает течи натрия.

Эффективное использование внутренне присущих свойств безопасности быстрого натриевого реактора, применение комплекса специальных инженерно-технических решений (защитные системы на пассивных принципах, оптимизация нейтронно-физических характеристик активной зоны по параметру безопасности) позволили на порядок снизить вероятность разрушения активной зоны по отношению к нормативным требованиям.

В связи с переходом на интегральную схему парогенератора с использованием модулей большой мощности значительно снижена металлоемкость конструкции.

Принципиально изменены схема работы и оборудование транспортно-технологического тракта.

Использование новых схемно-компоновочных и проектно-конструкторских решений в совокупности с повышением единичной мощности позволило существенно снизить удельные металлозатраты по реакторной установке (табл. 4), что явилось важным фактором улучшения общих технико-экономических показателей энергоблока.

Таблица 4

Удельные металлозатраты по реакторной установке (т/МВт. э)

Реакторная установка		
БН-600	БН-800	БН-1200
13,8	9,7	5,6

Для внедрения в структуру атомной энергетики России энергоблоков на основе быстрых реакторов БН-1200 потребуется сооружение заводов по изготовлению уран-плутониевого топлива из ОЯТ, установок по обращению с РАО. Это, в конечном счете, позволит создать в среднесрочной перспективе опытно-промышленную инфраструктуру замкнутого топливного цикла как важной составляющей новой технологической платформы, где реакторная установка будет являться системообразующим элементом.

Вышеотмеченные зарубежные проекты натриевых быстрых реакторов так же, как и БН-1200, направлены на реализацию свойств, соответствующих требованиям для ядерно-энергетических установок четвертого поколения.

При этом прорабатываются различные схемно-компоночные решения (интегральная схема в проектах ASTRID, KALIMER, SMFR, полупетлевая – в проекте JSFR), рассматриваются варианты с использованием плотных топлив (металл, нитрид, карбид), используются проектно-конструкторские решения, обеспечивающие увеличенную кампанию и выгорание топлива. Это в итоге должно привести к значительному улучшению технико-экономических характеристик разрабатываемых энергоблоков.

Важными с точки зрения повышения безопасности являются исследования по системам защиты, работающим на активных и пассивных принципах действия и оптимальному их соотношению в системах безопасности с учетом экономического критерия.

Основные параметры разрабатываемых в настоящее время перспективных натриевых быстрых реакторов (SFR), заявленных для экспертной оценки в рамках «Генерация-IV», а также БН-1200 представлены в табл. 5.

Таблица 5

Основные параметры быстрых реакторов, разрабатываемых в рамках G-IV

Параметр	Установка			
	БН-1200	JSFR	KALIMER	SMFR
Тепловая мощность (МВт)	2900	3570	1525	125
Электрическая мощность (МВт)	1220	1500	600	50
Температура натрия первого контура (вход/выход реактора, °С)	410/550	395/550	370/545	355/510
Температура перегретого пара, °С	510	503	495	480
Давление пара, МПа	14,0	16,7	16,5	20
Топливная кампания (годы)	4–5	1,5–2,2	1,5	30
Количество перегрузок за кампанию	4–5	4	4	1
Вид топлива	МОХ	МОХ	Металл	Металл
Материал оболочки твэлов	ЭП-164 ЭК-181	ODS	НТ9М	НТ9

Из таблицы видно, что в перспективных разработках формируются весьма похожие позиции по параметрам установок, использующие как оксидное смешанное топливо, так и плотное топливо (в основном, металлическое).

Интерес представляет проект модульного натриевого быстрого реактора небольшой мощности (SMFR), намеченного к разработке в США. Основной особенностью этой установки является попытка создания (используя свойство быстрого реактора по воспроизводству топлива) так называемой «долгоиграющей» активной зоны с топливной кампанией не менее 30-ти лет.

Подобные ЯЭУ малой мощности, обладающие свойствами транспортабельности, 100%-го заводского изготовления, малым временем монтажа и способностью работать длительное время без перегрузки топлива, могут в перспективе найти широкое применение в региональной энергетике.

В настоящее время параллельно с анализом полученного опыта разработки, обоснования, сооружения и эксплуатации быстрых реакторов типа БН делаются попытки существенного (как утверждают авторы) повышения уровня безопасности и улучшения технико-экономических показателей этого типа реакторов на основе использования других теплоносителей, в частности, тяжелых жидких металлов (свинец, свинец-висмут).

В этом плане наиболее подготовленными в технологическом отношении являются установки с использованием в качестве теплоносителя эвтектики свинец-висмут.

В России (СССР) имеется определенный опыт разработки и эксплуатации подобных ЯЭУ применительно к атомным подводным лодкам (АПЛ). Однако следует иметь в виду, что конструкция ядерного реактора и режимы эксплуатации АПЛ существенно отличаются от стационарного энергетического варианта. В настоящее время ведутся НИОКР и разрабатывается проект опытно-демонстрационной энергетической установки СВБР-100, все оборудование первого контура которой размещено в корпусе реакторного моноблока [7]. Гидравлические связи между оборудованием по тракту свинец-висмут осуществляются без использования трубопроводов и арматуры (рис. 2).

Примером быстрого реактора, охлаждаемого свинцовым теплоносителем, может являться проект опытно-демонстрационной установки БРЕСТ-300 (Россия). Это двухконтурная ЯЭУ, первый (свинцовый) контур которой интегрирован в корпусе реактора. С точки зрения обоснования основных технических решений, принятых в этой установке, к настоящему времени выполнены определенные НИОКР, касающиеся технологии теплоносителя, работоспособности топливных и конструкционных материалов, конструкции активной зоны и основного оборудования [8].

Из зарубежных разработок свинцовоохлаждаемых быстрых реакторов, выполняемых в рамках программы G-IV, следует отметить проекты транспортабельного автономного реактора малой мощности (Small Secure Transportable Autonomous Reactor – SSTAR) и Европейской свинцовоохлаждаемой системы (European Lead cooled System – ELSY). При этом проект SSTAR предполагается выполнять в рамках

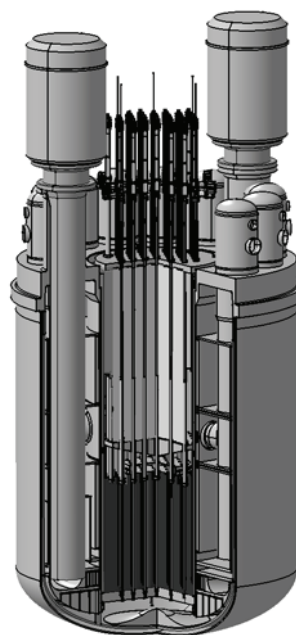


Рис. 2. Компоновка РУ СВБР-100

НИОКР США, а ELSY – в рамках шестой программы Евроатома. Основные параметры упомянутых быстрых реакторов с использованием тяжелого жидкометаллического теплоносителя приведены в табл. 6.

Таблица 6

Основные параметры быстрых реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем

Параметр	Установки			
	СВБР-100	БРЕСТ-300	SSTAR	ELSY
Электрическая мощность (МВт)	100	300	19,8	600
Теплоноситель I контура	Свинец-висмут	Свинец	Свинец	Свинец
Способ циркуляции теплоносителя I контура	Принудительная	Принудительная	Естественная	Принудительная
Температура I контура (вход/выход, °C)	345/495	420/540	420/567	400/480
Давление/температура пара, МПа/°C	9,5/400	17/505	–	–
Вид топлива	МОХ нитрид	Нитрид	Нитрид	МОХ нитрид

Анализируя состояние быстрых свинцовоохлаждаемых реакторов, следует сказать, что оно находится на уровне экспериментального обоснования отдельных технологических аспектов, поскольку для отработки оборудования необходимо сооружение крупномасштабных технологических стендов, а для комплексного обоснования основных технических решений – первый в мире экспериментальный (головной) реактор.

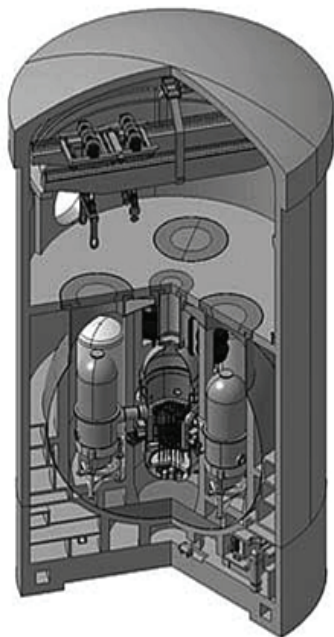


Рис. 3. Газоохлаждаемый быстрый реактор (GFR)

Сооружение отечественных реакторных установок СВБР-100 и БРЕСТ-300 намечено в рамках реализации федеральной целевой программы «Ядерные технологии нового поколения». Основные НИОКР в обоснование проектов и сооружения головных образцов SSTAR и ELSY намечено завершить к 2030 г. с тем, чтобы к 2040 г. иметь коммерческие проекты.

Только после реализации вышеупомянутой программы действий можно будет судить о декларируемых сегодня и реально достижимых свойствах этих реакторных систем.

Привлекательность газоохлаждаемых быстрых реакторов (CFR) состоит в возможности сочетания достоинств быстрого реактора, работающего в замкнутом топливном цикле, и преимуществ высокотемпературной технологии, значительно расширяющей сферу использования ядерной энергетики (рис. 3). В настоящее время отсутствуют работающие образцы подобных технологических систем. Главными проблемами, которые необходимо решать разработчикам GFR, являются создание работоспособного топлива и решение вопроса аварийного теплоотвода. Исследу-

ются несколько вариантов тепловыделяющих элементов, включая керамические пластинчатые и стержневые твэлы, пластинчатые твэлы со стальной оболочкой и нитридным топливом, топливо в виде керамически спеченных шаров.

В качестве системы энергопреобразования рассматривается паротурбинный цикл со сверхкритическими параметрами, газотурбинные циклы с использованием сверхкритического CO₂ или смеси гелий-азот. Примером разработки GFR может служить проект экспериментального реактора ALLEGRO (тепловая мощность 80 МВт), исследования по которому ведутся в рамках программы Евroatома. Основное внимание в этом проекте уделяется разработке активной зоны и ее элементов. С целью упрощения ЯЭУ системы энергопреобразования в настоящее время не рассматриваются.

Значительные исследования по GFR были проведены во Франции. В конце 90-х гг. это направление НИОКР рассматривалось как одно из главных в области разработки быстрых реакторов. В рамках программы G-IV определенные исследования по газоохлаждаемым быстрым реакторам проводятся также в Японии и Швейцарии.

Реализация в России новой технологической платформы атомной энергетики на базе замкнутого топливного цикла с быстрыми реакторами для ближайшей перспективы определена Федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения». В соответствии с этой программой в период до 2020 г. должны быть разработаны проекты и сооружены опытно-демонстрационные установки с быстрыми реакторами СВБР-100 и БРЕСТ-300, закончено сооружение БН-800 (2014 г.), а также проведен комплекс НИОКР в обоснование проекта БН-1200. Было бы разумно реализовать до 2020 г. головной образец этого проекта в качестве пятого блока Белоярской АЭС, где уже подготовлена вся необходимая инфраструктура.

В среднесрочной перспективе (до 2030 г.) в области реакторных технологий целесообразно сооружение малой серии энергоблоков с быстрыми реакторами с использованием опыта головного блока БН-1200. Это позволит реально оценить коммерческие свойства этого типа реактора с учетом фактора серийности.

Что касается реакторных установок с использованием тяжелого жидкого металла, то именно в этот период будет получен опыт разработок, сооружения и эксплуатации головных образцов, который необходимо учесть при определении перспектив этого направления реакторостроения.

В долгосрочной перспективе после 2030 г. должно быть реализовано широкомасштабное внедрение замкнутого топливного цикла в атомную энергетику России с созданием соответствующей промышленной инфраструктуры на основе быстрых и тепловых реакторов, работающих в ЗТЦ.

Предполагаемые планы внедрения быстрых реакторов (типа БН) в структуру атомной энергетики некоторых зарубежных стран представлены в табл. 7.

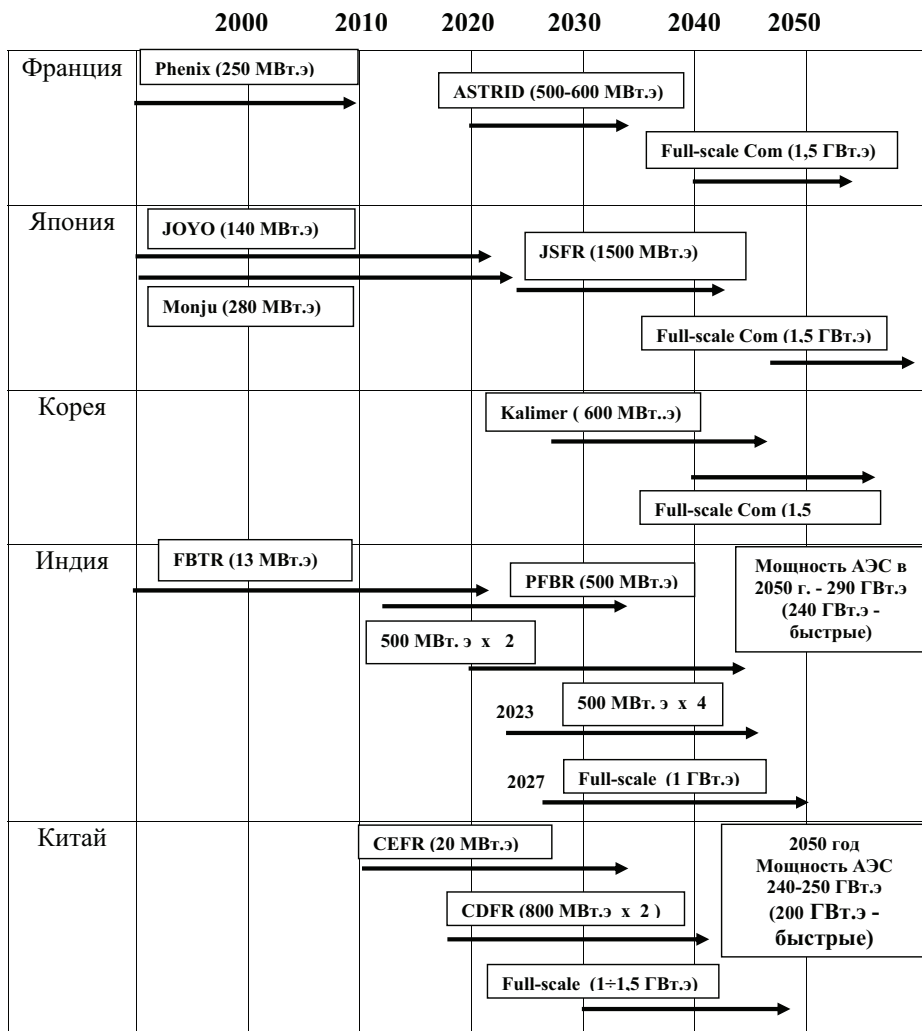
ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. На современном этапе развития атомной энергетики в ядерном сообществе сформировалось определенное мнение о необходимости перехода на новую технологическую платформу, основой которой является замкнутый топливный цикл с быстрым реактором.

2. Масштабы и время перехода на замкнутый топливный цикл в каждой из стран определяются балансом ядерного топлива и энергетическими потребностями. В странах с развитой атомной энергией и отсутствием потребности в ее быстром развитии (Франция, Япония, Корея, США) переход на коммерческое использование быстрых реакторов планируется ближе к середине столетия.

Таблица 7

Внедрение зарубежных в атомную энергетику



Для стран с развивающейся атомной энергетикой (Индия, Китай, Россия) внедрение замкнутого топливного цикла с быстрыми реакторами актуально уже сейчас

3. К настоящему времени реально готова к коммерциализации только технология быстрых натриевых реакторов. Декларируется, что использование других теплоносителей (тяжелые жидкие металлы, газ, пар) может повысить безопасность и улучшить технико-экономические характеристики быстрых реакторов.

Однако только после получения положительных результатов НИОКР, сооружения экспериментальных и демонстрационных установок и успешной их эксплуатации можно будет говорить о появлении реальных альтернативных технологий.

Литература

1. *Лейпунский А.И.* Ядерные энергетические системы и их технические возможности//Atomic Energy Review. – V. 4. Commemorative Issue, Viena; IAEA, 1966.
2. Generation IV Nuclear Energy Systems. System Research Plan for the Sodium-cooled Fast Reactor. Issued by the Generation IV International Forum, Rev. 1.4, 120 ct. 2007 (updated on 2 March 2009).

3. *Троянов М.Ф.* Развитие научно-технических основ энергетических быстрых реакторов// Атомная энергия. – 1981. – Т. 50. – Вып. 2. – С. 102-110.
4. *Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Потапов О.А.* Опыт эксплуатации энергоблока БН-600 Белоярской АЭС// Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 342-346.
5. *Mitenkov F.M., Saraev O.M.* BN-800: a Key part of Russias nuclear strategy// Nucl. Engng Intern. – 2005. – V. 50. – № 608. – P. 10-12.
6. *Рачков В.И., Поплавский В.М. и др.* Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200// Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-206.
7. *Зродников А.В., Читайкин В.И., Тошинский Г.И. и др.* АЭС на основе реакторных модулей СВБР-75/100// Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 6. – С. 101-105.
8. *Беззубцев В.С., Емельянов В.С., Адамов Е.О., Орлов В.В. и др.* Инновационный проект АЭС с реактором БРЕСТ с пристанционным топливным циклом/Труды II Научной конференции Минатома России «Атомная энергетика. Состояние и перспективы» (Москва 5 июля 2002 г.). – С. 85.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 621.039.526**

Status and Trends of the Fast Reactor Technology Development \V.M. Poplavsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 7 tables, 3 illustrations. – References, 8 titles.

It is shown that by the present time only the technology of the fast sodium-cooled reactors as a basis of the new technological platform involving the closed fuel cycle is actually available to be commercialized. It is declared that the utilization of other coolants can improve safety and performance of the fast reactors.

УДК 621.0395.2

Development of the Design of the Large Sodium-Cooled Fast Reactor Unit (BN-K) \N.N. Oshkanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 4 titles.

The choice of the BN-K commercial fast reactor as a basis of the new technological platform is justified. The ways of reduction in the unit cost of the construction down to the BNPP-2006 project are shown.

УДК 621.039.526

30-year Commercial Operating Experience from the BN-600 Reactor \M.V. Bakanov, O.A. Potapov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The main outcomes of the operation of the BN-600 liquid metal fast reactor and achieved performance indicators are considered. The fields of work on the BN-600 lifetime extension are presented.

УДК 621.039.5

Facts from the BN-600 Development History \L.A. Kochetkov, V.M. Poplavsky, M.F. Troyanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages.

The concise historical review of the design, construction and operation of the BN-600 power unit, BN-350 power unit successor but designed on a different technological platform, is presented. The problems encountered at the initial stage of the BN-600 operation are shown. The perspectives of the development of the fast sodium-cooled reactors are shown.

УДК 621.039.53

Development of the Methodology and Justification of the Extension of Lifetime of the Vessel and Irreplaceable in-vessel Components of the BN-600 Reactor to 45 Years \B.A. Vasilev, O.Yu. Vilensky, V.B. Kaydalov, Yu.L. Kamanin, B.Z. Margolin, A.G. Gulenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 2 tables, 3 illustrations.

The predictive analysis of the effect of the negative factors on the lifetime of the irreplaceable BN7600 reactor components (reactor vessel, irreplaceable in-vessel components) has been fulfilled. The results of the completed work have shown that the serviceability of the vessel and irreplaceable in-vessel components of the BN-600 reactor for 45 years of operation is ensured.

УДК 621.039.5

Ensuring the Serviceability of the Replaceable Reactor Components while Extending the BN-600 Power Unit Lifetime up to 45 Years \B.A. Vasilev, A.V. Timofeev, M.A. Lyubimov, V.V. Gladkov, V.B. Kaydalov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 1 table.

The Experimental machine-building design office together with the Central research centre of structural materials called «Prometheus» and Beloyarsk NPP have carried out the work on justifying and ensuring the serviceability of the replaceable equipment of the BN-600 reactor while extending