

Ядерный перегрев пара, итоги и перспективы на современном этапе

БАТУРОВ Б. Б., ЗВЕРЕВА Г. А., МИТЯЕВ Ю. И., МИХАН В. И.

Опыт длительной работы перегревателейных каналов (ПК) Белоярской АЭС (БАЭС) убедительно показал экономичность ядерного перегрева пара. Эксплуатируемые на БАЭС каналы с температурой пара на выходе до 565°C подтвердили их высокую надежность при выгорании до 35 кг/т и календарном сроке службы 6—7 лет. Эти данные позволяют получить приемлемую экономичность АЭС в сравнении с ТЭС несмотря на относительно большое число поглотителей нейтронов в активной зоне.

Использование ПК со стержневыми твэлами, в которых количество стали на единицу массы урана сокращено, а из топливной композиции исключен контактный материал, позволяет улучшить технико-экономические характеристики канального реактора при получении в нем ядерного перегрева пара.

В докладе подведены итоги эксплуатации АЭС и рассмотрены перспективы ядерного перегрева на примере секционно-блочного реактора большой мощности РБМКП, в проекте которого наиболее полно решены проблемы этого направления в энергетическом реакторостроении, важного с точки зрения экономии урана и существенного снижения тепловых сбросов.

Идея получения перегретого пара непосредственно в ядерном реакторе привлекла серьезное внимание на первых же этапах разработок энергетических реакторов. Еще в 1950 г. при обсуждении возможных вариантов реактора Первой в мире АЭС (Обнинск) рассматривался вариант с ядерным перегревом пара [1], но он был отложен как технически недостаточно подготовленный. Успешный пуск в 1954 г. и опыт работы реактора Первой АЭС послужили основанием для реализации идеи ядерного перегрева пара высоких параметров в более мощных энергетических реакторах. Большой интерес к ядерному перегреву был проявлен в США, ФРГ, Англии, Швеции и других странах, однако в промышленном аспекте наиболее предствителен многолетний опыт эксплуатации Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова.

Для получения перегретого пара высоких параметров в конструктивном отношении наибо-

лее целесообразен реактор канального типа, где проще по сравнению с корпусными реакторами решается раздельная организация испарительной и перегревательной зон, которые в общем случае должны иметь разные физические и конструктивные характеристики и режимные показатели. Эти зоны, в частности, должны обеспечивать необходимое соотношение мощности на испарение и перегрев пара.

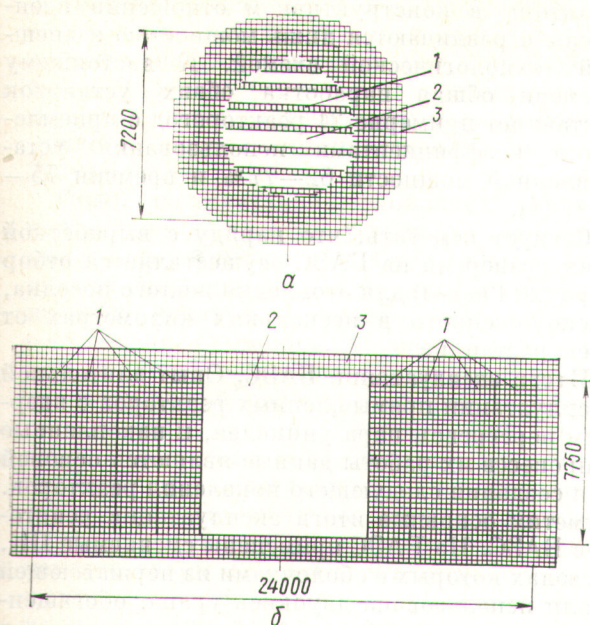
Ядерный перегрев при использовании одно-контурной схемы с прямой подачей пара на турбину и работе тепломеханического оборудования на активном паре определил целесообразность в качестве первого шага применения в реакторах с ядерным перегревом трубчатого типа твэлов, уже показавших надежность в работе реактора Первой АЭС. Были выбраны стандартные параметры пара традиционной энергетики того времени 510°C , 90 кгс/см^2 .

Поставленной задаче, с учетом имевшегося опыта и возможной перспективы, в наибольшей степени отвечала конструкция водографитового реактора канального типа, который и был принят для проектных проработок.

Особенности ядерного перегрева пара. Ядерный перегрев пара имеет ряд положительных качеств. Ядерный перегрев наряду с возможностью использования стандартного тепломеханического оборудования обеспечивает высокий термодинамический КПД установки, что снижает расход ядерного топлива, расход тепла на единицу вырабатываемой электрической энергии и сокращает тепловой выброс в окружающую среду. Последнее обстоятельство в связи со значительным увеличением общей энерговыработки и ростом концентрации АЭС в промышленно развитых районах приобретает особо важное значение, в частности, при оценке возможных экологических последствий в результате воздействия сбросного тепла на температурный режим окружающей среды. Этот эффект пока трудно измерить в денежном выражении, но значение его возрастает по мере роста потребления энергии, и не считаться с ним нельзя.

Выбор водографитового канального реактора позволяет обеспечить:

свободу компоновки в реакторе топливных каналов различного назначения и дифференци-



Р и с. 1. Расположение топливных каналов в круглой (а) и прямоугольной (б) активной зоне:

1, 2 — испарительные и перегревательные секции; 3 — блоки отражателя

рованного воздействия на физические и тепло-технические характеристики активной зоны (рис. 1);

поканальную перегрузку для более эффективного использования топлива при достаточно хорошем выравнивании распределения мощности по активной зоне;

использование различных конструкций топливных (сменяемых и несменяемых) каналов, втулочных и стержневых твэлов (см. рис. 1); применение прогрессивной одноконтурной технологической схемы с подачей пара из реактора на турбину (рис. 2);

укрупнение единичных мощностей реакторов на основе стандартных элементов без принципиальных ограничений сверху как по техническим причинам, так и с точки зрения безопасности.

Эксплуатационные возможности реактора такого типа отличаются большой гибкостью. Вывод реактора с ядерным перегревом пара в энергетический режим может быть осуществлен без использования посторонних источников тепла.

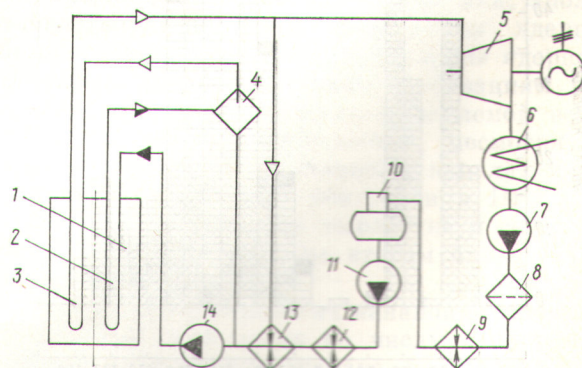
Существующая объективная тенденция к уплотнению графика энергопотребления может повысить требования к маневренности энергоблоков. Технические и экономические характе-

ристики реакторов с ядерным перегревом позволяют рассматривать их как потенциальные полупиковые источники энергии [2].

Введение ядерного перегрева положительно сказывается на характеристиках тепломеханической части блока, так как повышается надежность работы турбины вследствие устранения возможности занесения в нее влажного пара. При этом упрощается также схема турбоагрегата за счет отказа от промежуточных сепараторов и перегревателей. Оказывается принципиально возможным использование быстроходных турбин (3000 об/мин) при укрупнении единичных мощностей турбоагрегатов до 1,2—2,0 млн. кВт, а также отбор тепла на теплофикационные и технологические нужды.

Основные проблемы организации ядерного перегрева пара. Важнейшая научно-техническая проблема создания реактора с ядерным перегревом — разработка твэлов, которые позволили бы получать пар при температуре 500—540 °С, давлении 90—130 кгс/см², тепловых нагрузках до $1 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч) с приемлемыми нейтронно-физическими характеристиками и экономически целесообразным выгоранием урана.

Физические проблемы создания такого реактора кроме обеспечения приемлемого по экономическим соображениям выгорания урана (при наличии значительного непроизводительного поглощения нейтронов в ПК) заключаются в поддержании выравненного энергораспределения и необходимого по тепловому балансу соотношения мощностей на получение и перегрев пара. При этом физические характеристики



Р и с. 2. Технологическая схема блока:

1* — реактор; 2 — испарительный канал; 3 — перегревательный канал; 4 — сепаратор; 5 — турбоагрегат; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — конденсатоочистка; 9 — подогреватель низкого давления; 10 — деаэрактор; 11 — питательный насос; 12 — подогреватель высокого давления; 13 — регулятор перегрева; 14 — циркуляционный насос

реактора должны обуславливать безопасность переходных и пусковых режимов, в частности приемлемый эффект реактивности при переводе ПК с водяного охлаждения на паровое и наоборот.

Важная задача — обеспечение надежной работы реактора, топливных каналов и твэлов в стационарных и переходных режимах в условиях переменных нагрузок, а также приемлемой надежности основных узлов и систем реактора из расчета 20—30-летнего срока службы.

Ядерный перегрев при одноконтурной тепловой схеме определил высокий уровень требований по обеспечению радиационной безопасности обслуживающего персонала, в частности, для машинного зала в условиях работы турбин на радиоактивном паре.

Белоярская АЭС им. И. В. Курчатова (БАЭС). Отмеченные проблемы ядерного перегрева были в основном успешно решены в проектах и при сооружении первых реакторов БАЭС.

Экспериментальная проверка наиболее ответственных элементов реактора, физических характеристик, теплогидравлических процессов и переходных технологических режимов была проведена на специальных стендах и в экспериментальных петлях Первой АЭС [1, 3].

В 1964 г. состоялся энергетический пуск первого реактора с ядерным перегревом электрической мощностью 100 МВт, в 1967 г. — второго реактора электрической мощностью 200 МВт, КПД брутто обоих блоков составил 37—38 %.

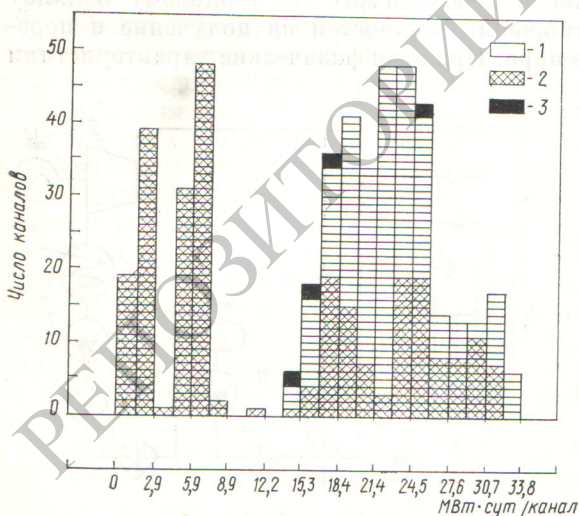


Рис. 3. Состояние пароперегревательных каналов второго блока на 1 января 1976 г.:

1 — каналы, работающие в реакторе; 2 — каналы, извлеченные из реактора вследствие отсутствия реактивности; 3 — каналы, извлеченные из реактора по дефектам с твэлами

Реакторы в конструктивном отношении идентичны и различаются лишь мощностью и внешней технологической схемой. К настоящему времени общая наработка обоих установок составляет примерно 21 реакторогод с приемлемыми коэффициентами использования установленной мощности 62—77 % и времени 75—91 % [4].

Следует отметить, что наряду с выработкой электроэнергии на БАЭС осуществляется отбор пара (20 Гкал/ч) для отопления жилого поселка, расположенного в нескольких километрах от электростанции.

Итоги эксплуатации БАЭС. Опыт длительной эксплуатации промышленных реакторов с ядерным перегревом пара уникален, и накопленные в процессе их работы данные являются основой для создания следующего поколения реакторов. Отметим основные итоги эксплуатации реакторов БАЭС. На БАЭС применены сменяемые ПК, в твэлах которых с оболочками из нержавеющей стали использована двуокись урана, обогащенная по урану до 5,0—6,5 % и диспергированная в теплопроводном матричном сплаве. Допустимая температура оболочек твэлов 630—650 °С, что обеспечивает перегрев пара в каналах до 565 °С.

С момента пуска и по настоящее время в реакторах эксплуатировалось более 700 ПК. Средняя энерговыработка выгружаемых ПК примерно 26 МВт·сут/кг, срок их работы в реакторе 5—6 лет. Однако приведенные характеристики не являются предельными. Группа каналов работает с энерговыработкой ~35 МВт·сут/кг, которую решено довести в них до 37—40 МВт·сут/кг.

За время эксплуатации из реактора 1 преждевременно извлечено 30 ПК для контрольных осмотров и проверок вследствие выхода каналов из строя и по другим причинам, из реактора 2 — лишь 8 каналов в связи с нарушениями режима эксплуатации или для контрольных осмотров (рис. 3). За весь период эксплуатации перегревателей твэлов случаев выхода их из строя вследствие радиационного повреждения и несовместимости материалов не наблюдалось [5].

Благодаря высокой надежности каналов физические характеристики реакторов БАЭС (обогащение урана, реактивность) обеспечивают удовлетворительную величину топливной составляющей себестоимости электроэнергии несмотря на существенное непроизводительное поглощение нейтронов в ПК.

Оценка топливной составляющей себестоимости электроэнергии позволяет утверждать, что при среднем выгорании 34 МВт·сут/кг и при

сохранении существующей технологии и стоимости изготовления ТВЭЛов и каналов можно ожидать значения топливной составляющей примерно 0,3 коп./кВт·ч, что делает ядерный перегрев конкурентоспособным в районах с уровнем цен на органическое топливо 20—22 руб./т усл.т [6].

Опыт эксплуатации белоярских реакторов подтвердил достаточно устойчивое выравнивание энергораспределения. Следствием этого являются снижение мощности максимально нагруженных каналов и практически постоянное соотношение суммарных мощностей испарительного и перегревательного контуров, а также незначительный разброс температуры пара на выходе из ПК (рис. 4). Регулирование температуры перегретого пара, средней по реактору и на выходе из отдельных ПК, не представляет сложности. Температура пара на выходе из каналов устойчива во времени, колебания ее незначительны (2—3 °C). Флюктуации соотношения мощности на испарение и перегрев пара не превышали 1%. В случае необходимости, например при пуске, это соотношение можно варьировать, меняя регулируемыми стержнями радиальное энергораспределение.

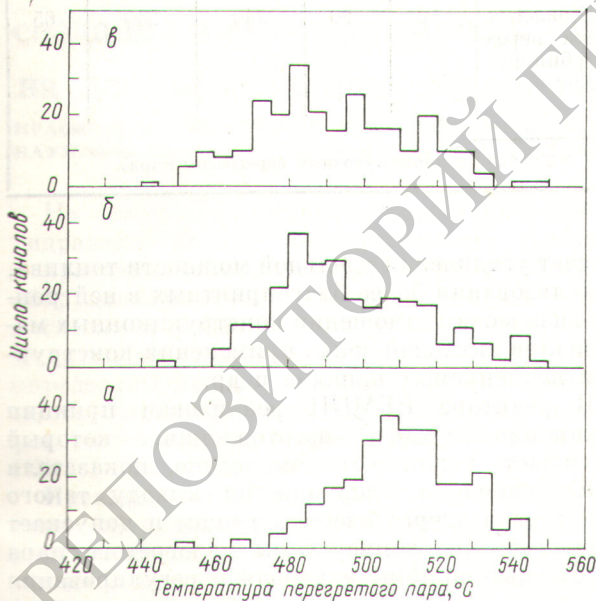


Рис. 4. Температура пара на выходе из пароперегревательных каналов:

Дата замера	27/II 75	02/VIII 72	17/IX 72;
Электрическая мощность блока, МВт	196	170	172
Давление в паропроводе, кгс/см ²	75	73	72
Средняя температура перегрева, °C	515	496	497

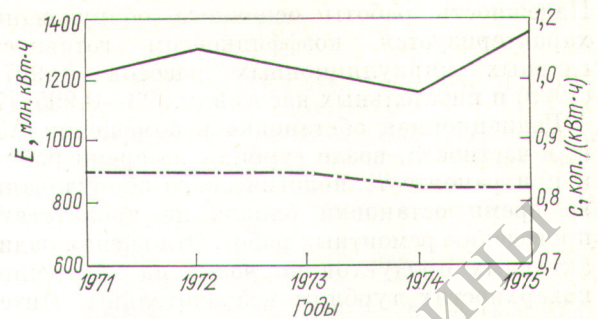


Рис. 5. Выработка (—) и себестоимость электроэнергии (---) на втором блоке

При проектировании реакторов БАЭС стремились, по возможности, к минимальным эффектам реактивности, связанным с изменением режимов работы АЭС, в частности с изменением количества воды в активной зоне при различных режимах работы блоков, особенно при их пуске и остановке. Эксплуатация обоих реакторов БАЭС подтвердила их слабую чувствительность к количеству воды в зоне. Наибольший эффект реактивности на реакторах БАЭС связан с опорожнением или заполнением водой ПК при пусках-остановках блоков. Этот эффект существенно изменяется в процессе эксплуатации, что объясняется его зависимостью, например, от выгорания топлива, однако по абсолютной величине он не превосходит 0,4%. Изменение реактивности при пуске реакторов легко компенсируется системой регулирования.

Опыт работы, относящийся к физике канальных реакторов с ядерным перегревом, показал, что в реакторах такого типа могут быть выбраны ядерно-физические характеристики, вполне удовлетворяющие как требованиям ядерной безопасности, так и специфичным для ядерного перегрева теплотехническим требованиям при одновременном обеспечении приемлемой величины топливной составляющей, несмотря на применение стали в топливных каналах и дополнительную потерю нейтронов в ПК.

На рис. 5 приведены выработка и себестоимость электроэнергии на втором блоке БАЭС за 1971—1975 гг.

Конструкция топливных каналов обеспечивает значительный запас по числу допустимых циклов теплосмен в канале на протяжении кампании топлива при быстром изменении нагрузки. Число таких циклов за 6 лет составляет примерно 200, фактическая максимальная скорость изменения температуры пара 20—40 °C/мин, давления ~0,7 кгс/см² в 1 мин.

Надежность работы основного оборудования характеризуется коэффициентом готовности главных циркуляционных насосов (0,997—0,999) и питательных насосов (0,993—0,995) [7].

Радиационная обстановка в помещении АЭС и, в частности, возле турбины во время работы и при ремонте технологического оборудования во время остановки блоков не препятствует проведению ремонтных работ. Отложения радиоактивных продуктов коррозии на внутренних поверхностях турбины незначительны. Интенсивность излучения у цилиндра высокого давления 1,0—10 мкР/с, у цилиндра низкого давления 0,2—8,0 мкР/с. В помещениях постоянного обслуживания мощность доз излучения составляет 0,05—0,10 мкР/с, в полубслуживаемых помещениях 0,3—12,0 мкР/с, возле оборудования перегревателя контура первого блока 15—20 мкР/с, около оборудования конденсатно-питательного тракта второго блока 5—50 мкР/с [8]. Выброс радиоактивных продуктов в атмосферу в условиях нормальной эксплуатации в 5—10 раз меньше допустимых санитарных норм [9].

Перспективы развития ядерного перегрева пара. В условиях возрастающей потребности энергосистем в полупиковых энергетических блоках и необходимости работы АЭС по диспетчерскому графику нагрузок для указанных целей может быть использован водографитовый канальный реактор с ядерным перегревом на сверхкритические параметры пара. Проектные проработки такого реактора ведутся в СССР. По приведенным затратам атомный специализированный блок будет конкурентоспособен с аналогичными блоками на органическом топливе при сопоставимой мощности 800 МВт в диапазоне использования установленной мощности 3500—5000 ч в год [2].

Существующая тенденция укрупнения единичных мощностей реакторов и турбогенераторов делает все более настоятельным совмещение ядерного перегрева с применением малопоглощающих конструкционных материалов. Перспективен в этом направлении проект реактора РБМКП-2400, в котором предусмотрен перегрев пара до 450 °С при давлении 65 кгс/см² [10], используются уже освоенные в реакторной технике циркониевые сплавы и только для оболочек стержневых ТВЭЛов из двуокиси урана будет применена нержавеющая сталь [11].

В настоящее время прототипы перегревателей каналов реактора РБМКП-2400 проходят ресурсные испытания на БАЭС. Улучшение технико-экономических показателей ядерного перегрева в реакторе РБМКП-2400 ожидается

Основные показатели реакторов с ядерным перегревом пара

Характеристика	1 БАЭС	2 БАЭС	Сверхкритические параметры пара		РБМКП
Электрическая мощность, МВт	100	200	800	1200	2400
Тепловая мощность, МВт	286	530	1820	2730	6500
Загрузка топлива, т	67	50	59,8	80,4	293,2
Среднее выгорание (ИК/ПК), МВт·сут/кг	13,7/23	13,7/23	33/33	34/38	19/19
Обогащение урана, %	3,3	3,4	6		2
Число испарительных каналов, шт.	730	732	389	429	1920
Число перегревателей каналов, шт.	268	266	1304	1264	960
Температура пара перед турбиной, °С	505	515	540/540 *	540/540 *	450
Давление пара перед турбиной, кгс/см ²	90	90	240	240	65

* Турбина с промежуточным перегревом пара.

за счет увеличения удельной мощности топлива, использования более благоприятных в нейтронно-физическом отношении конструкционных материалов активной зоны, применения конструкции несменяемых каналов и др.

В реакторе РБМКП реализован принцип секционно-блочного изготовления, который улучшает технико-экономические показатели АЭС, упрощает операции по выводу такого реактора в энергетический режим и допускает регулирование температуры перегретого пара с помощью системы контроля и регулирования энергораспределением. Подробнее реактор рассматривается в работах [10, 11]. Основные технические характеристики реакторов с ядерным перегревом пара приведены в таблице.

Выводы. Опыт работы реакторов БАЭС подтвердил возможность промышленного осуществления ядерного перегрева пара вплоть до

510—540 °С, достаточную надежность и безопасность реакторов этого класса.

Введение ядерного перегрева экономически оправдано: при перегреве пара до 500 °С и выше в случае использования в качестве конструкционного материала в активной зоне нержавеющей сталей и применения сменяемых каналов и втулочных твэлов; при использовании в активной зоне циркониевых сплавов, температуре пара ~450 °С и применении стержневых твэлов, несменяемых каналов и соответствующей организации потока пара в канале.

Реакторы с ядерным перегревом пара допускают работу в переменных режимах и на атомных ТЭЦ с отбором тепла для бытовых и промышленных нужд.

Реакторы с ядерным перегревом канального типа допускают укрупнение мощности на основе стандартных элементов, использование быстроходных турбоагрегатов большой мощности, существенно сокращают тепловые выбросы в окружающую среду.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Атомной энергетике XX лет. Под ред. И. Д. Морозова и др. М., Атомиздат, 1974.
2. Алешенков П. И. и др. В сб.: Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетике. Т. 2. Обнинск, изд. ФЭИ, 1974, с. 99.
3. Емельянов И. К. и др. «Атомная энергия», 1972, т. 33, вып. 3, с. 729.
4. Доллежал Н. А. и др. «Атомная энергия», 1974, т. 36, вып. 6, с. 432.
5. Самойлов А. Г., Позднякова А. В., Волков В. С. «Атомная энергия», 1976, т. 40, вып. 5, с. 371.
6. Доллежал Н. А. и др. [2], т. 1, с. 149.
7. Емельянов И. Я., Батуров Б. Б., Клемин А. И. Там же, с. 33.
8. Веселкин А. П. и др. «Атомная энергия», 1971, т. 30, вып. 2, с. 144.
9. Петросьянц А. М. Атомная энергетика. М., «Наука», 1976.
10. Александров А. П. Докл. на Междунар. конф. МАГАТЭ по ядерной энергетике и ее топливному циклу. Зальцбург, 2—3 мая 1977. IAEA-CN-36/586.
11. Доллежал Н. А. и др. [2], с. 233.

Основные технические проблемы и перспективы

создания газоохлаждаемых быстрых реакторов

на диссоциирующем теплоносителе мощностью 1200—1500 МВт

КРАСИН А. К., НЕСТЕРЕНКО В. Е., ТВЕРКОВКИН Б. Е., ЗЕЛЕНСКИЙ В. Ф.,
НАУМОВ В. А., ГОЛЬЦЕВ В. П., КОВАЛЕВ С. Д., КОЛЫХАН Л. И.

На основании нейтронно-физических, гидравлических и технологических расчетов и проектных проработок реактора и основного оборудования АЭС, в которой в качестве теплоносителя и рабочего тела используется диссоциирующая четырехокись азота (N_2O_4), были определены предварительные технико-экономические характеристики АЭС с быстрым реактором электрической мощностью 1200—1500 МВт (БРГД-1200—1500).

Преимущества такой АЭС — уменьшение состава оборудования за счет применения одноконтурной схемы преобразования тепла и снижения металлоемкости оборудования вследствие особенностей теплофизических свойств N_2O_4 , а также высокие темпы наработки вторичного ядерного топлива. Это позволяет прогнозировать достижения удельных капиталовложений

в АЭС типа БРГД-1200—1500 до уровня капиталовложений в АЭС с водяным теплоносителем.

Реакторы на N_2O_4 электрической мощностью 1000 МВт, по расчетным данным, могут нарабатывать плутония до 500—900 кг/год. Эти же реакторы в режиме переработчиков позволяют нарабатывать его до 1400 кг/год [1].

В ходе проектных проработок быстрых реакторов на N_2O_4 было рассмотрено большое число вариантов, различающихся между собой по температуре выхода газа 280—570 °С, по давлению в контуре 80—160 бар, по конструкции твэлов (стержневые и шариковые), по типу топливной композиции (матричное топливо на основе двуокиси урана и нитридов в нихромовой или хромовой матрицах с 30—40 об. % [2]; низколегированное металлическое топливо с двойной защитой от возможного взаимодействия N_2O_4 с топливом; карбидное топливо [3] с покрытием из углерода — кремния для шаровых микротвэлов).