

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИИ С РЕАКТОРОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ВОДОРОДА (ЧАСТЬ I)

С.Г. Калякин*, Ф.А. Козлов*, А.П. Сорокин*, Г.П. Богословская*,
А.П. Иванов*, М.А. Коновалов**, А.В. Морозов*, В.Ю. Стогов*

* АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». 249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

** НИЯУ «МИФИ». 115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31



Нейтронно-физические и теплофизические исследования реакторной установки с БН-ВТ тепловой мощностью 600 МВт показали, что имеется принципиальная возможность обеспечить требуемые параметры высокотемпературного быстрого реактора для производства большого количества водорода, например, на основе одного из термодимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования электроэнергии. Относительная малогабаритность, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с внутренними присущими ему свойствами (исключение разгона реактора на мгновенных нейтронах, пассивное снятие остаточного тепловыделения), обеспечивающими повышенную ядерную и радиационную безопасность.

В состав реакторной установки БН-ВТ входят быстрый реактор с натриевым теплоносителем, три петли системы аварийного отвода тепла, три комплекта оборудования петель второго контура для передачи высокопотенциального тепла от реактора к химическим установкам, производящим водород, или газотурбинной установке для снабжения химических агрегатов электрической энергией. В состав каждой петли входит промежуточный теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора, центробежный насос и трубопровод для отвода и возвращения натрия в реактор. При разработке облика исследуемого реактора учтены современные требования по безопасности и экономике реакторов будущих поколений. Проведенные расчетные исследования показали, что попадание водорода в пределах возможных допусков практически не сказывается на нейтронно-физических характеристиках и на параметрах безопасности реактора. Решение проблемы стойкости твэла смягчено за счет выбора низкой тепловой нагрузки на твэлы. В качестве возможного варианта конструкционного материала рассмотрена сталь ЭП-912-ВД.

Необходимы дальнейшие исследования жаропрочных материалов и изучение их поведения под облучением.

Ключевые слова: быстрый реактор, высокотемпературный, натрий, производство водорода, интегральная компоновка, нейтронная физика, теплофизика, вопросы безопасности, стали.

ВВЕДЕНИЕ

Ядерная энергетика в общей стратегии развития топливно-энергетического комплекса – не альтернатива и конкурент, а потенциал сохранения эффективности топливных ресурсов на длительный период, способный повысить надежность и безопасность энергоснабжения, становясь «источником источника» энергии и других ресурсов. Сегодня обсуждается несколько альтернативных стратегий развития ядерной энергетики [1, 2]. Одно из основных требований к будущей ядерной энерготехнологии – крупномасштабность предполагает более высокий уровень безопасности всех ее элементов, включая реакторные установки и технологии закрытого ядерного топливного цикла [3, 4]. Важным направлением формирования новой технологической платформы ядерной энергетики является разработка инновационных быстрых реакторов с напряженными температурными и дозовыми нагрузками, использующими в качестве теплоносителей натрий [5, 6].

Наиболее значительной проблемой, определяющей в будущем развитие экологически чистой энергетике, является вовлечение в топливный цикл водорода. Водород является очень привлекательным элементом для замены нефти и газа, хотя сам он и является не источником, а носителем энергии. Как ожидается, потребность в его производстве резко возрастет в ближайшем будущем. В настоящее время основным способом производства водорода является паровая конверсия метана. Однако, с точки зрения долгосрочной перспективы крупномасштабного получения водорода, данный способ не является жизнеспособным, так как требует потребления невозобновляемых ресурсов и сопровождается выделением парниковых газов в окружающую среду. Поэтому разрабатываются альтернативные способы производства водорода методами расщепления воды с помощью термохимических или электролизных процессов, требующие высокотемпературного источника тепла для повышения эффективности этих процессов [7, 8].

В силу использования таких теплоносителей как газы, жидкие металлы (натрий, свинец), высокотемпературными источниками тепла могут служить ядерные реакторы Поколения IV [9, 10]. Температура на выходе из активной зоны в таких реакторах может достигать 900 – 950 °С. Это новый класс реакторов, нацеленных как на производство электроэнергии с высоким КПД (50%), так и на обеспечение технологических процессов при производстве водорода, газификации и ожигении угля, углубленной переработки нефти, преобразовании биомассы в жидкое топливо, в химической промышленности, металлургии и т.д.

Для обеспечения таких технологических процессов, безусловно, требуются затраты энергии, но в результате получаем топливо (на примере водорода) совершенно нового качества, которое позволяет решить многие экологические проблемы.

Выполненные в ГНЦ РФ-ФЭИ под руководством В.М. Поплавского концептуальные исследования по выбору облика энергетического высокотемпературного быстрого натриевого реактора (БН-ВТ) для крупномасштабной атомно-водородной энергетике показали [11], что создание такого реактора является реальной задачей. Кроме специализированных реакторов для получения водорода привлекательным является рассмотрение существующих реакторов для использования их тепла в этих целях, при этом подогрев теплоносителя в отдельной петле следует производить за счет электричества, получаемого в этом реакторе, до требуемой температуры. Такая

разработка выполнена коллективом авторов (Г.Л. Хорасанов и др.) на базе реактора БН-600 [12, 13]. На первый план выходит решение вопросов технологического характера, связанных с высоким уровнем температуры в реакторной установке (РУ): создание технологии натриевого теплоносителя при высоких температурах и концентрациях водорода на длительный ресурс, применение жаропрочных радиационно-стойких конструкционных материалов, обеспечение их коррозионной стойкости при содержании кислорода в натриевом теплоносителе на уровне 0,1 ППМ [12]. Целью работы является обсуждение комплексных (не только нейтронно-физических, но и теплогидравлических и технологических) исследований в обоснование концептуального решения и безопасности высокотемпературного реактора с натриевым теплоносителем для производства водорода БН-ВТ мощностью 600 МВт (тепл.).

СОСТАВ И ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БН-ВТ

Реакторная установка БН-ВТ. В состав РУ БН-ВТ (рис. 1) входят быстрый реактор с натриевым теплоносителем, три петли системы аварийного отвода тепла, три комплекта оборудования петель второго контура для передачи высокопотенциального тепла от реактора к химическим установкам, производящим водород, или газотурбинной установке для снабжения химических агрегатов электрической энергией. Каждая петля содержит промежуточный теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора, центробежный насос и трубопровод для отвода и возвращения натрия в реактор.

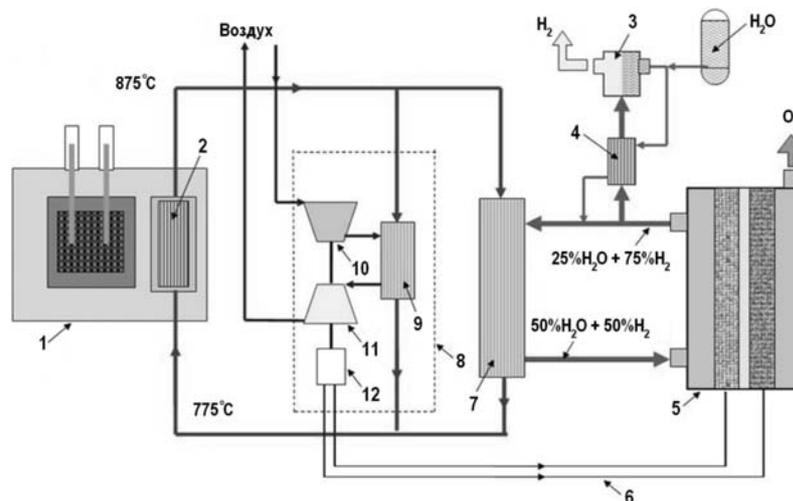


Рис. 1. Схема реакторной установки для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды: 1 – быстрый реактор; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – сепаратор водорода; 4 – теплообменник; 5 – твердооксидный электролизер; 6 – электроэнергия на электролизер; 7 – парогенератор; 8 – газотурбинная установка; 9 – теплообменник; 10 – компрессор; 11 – турбина; 12 – электрогенератор

При разработке облика исследуемого реактора учтены современные требования по безопасности и экономике реакторов будущих поколений. В нем развивается инновационная идеология быстрых реакторов на основе достигнутых успехов в технологии БН. За основу конструкции реактора выбран успешно работающий уже более 30-ти лет реактор БН-600. Основные технические характеристики РУ БН-ВТ приведены в табл. 1.

Предлагается интегральная компоновка основного оборудования первого (радиоактивного) контура в баке реактора с основным и страховочными корпусами, что

способствует достижению высокого уровня безопасности и позволяет исключить боксы вспомогательных систем первого контура. Основной корпус реактора, предназначенный для размещения внутрикорпусного оборудования, натрия и аргона первого контура и организации циркуляции натрия, представляет собой вертикальный цилиндрический бак, имеющий конусную крышу и эллиптическое днище с опорным кольцом. Корпус реактора находится в контакте с внутренней стороны с натрием, за исключением верхней части (крыши), контактирующей с аргоном газовой подушки реактора, с наружной стороны с аргоном, находящимся в страховочной полости, и воздухом шахты реактора вне страховочной полости.

Внутри корпуса такого адаптированного под генерацию тепла реактора располагается активная зона, промежуточные теплообменники, ГЦН первого контура, аварийные теплообменники расхолаживания, электрохимический датчик водорода, электрохимический датчик кислорода и углерода, труба заполнения, трубы газовой компенсации и перелива, система контроля герметичности оболочек. В связи с большими габаритами холодные ловушки (ХЛ) вынесены за пределы корпуса реактора.

Таблица 1

Основные технические характеристики БН-ВТ

Наименование технического параметра, размерность	Величина параметра
Номинальная тепловая мощность, МВт	600
Количество теплоотводящих петель	3
Температура теплоносителя, °С	
– на входе в активную зону	800
– на выходе из активной зоны	900
– на входе в ПТО	775
– на выходе из ПТО	875
Расход натрия через один ПТО, кг/с	1379
Абсолютное давление теплоносителя на входе в активную зону, МПа	≤ 1,0
Избыточное давление в газовом объеме реактора, МПа	0,054

Характеристики ядерного реактора. В качестве начального этапа исходя из готовности технологии БН предлагается максимально сохранить конструкцию реактора, использовать урановое оксидное топливо, изменив только уровень температур. Основная цель на этом этапе – выявить узкие места с точки зрения уже отлаженной конструкции, оставив вопрос об конструкционных материалах открытым. Существующая высокая культура проектирования БН и технические решения, проверенные длительной эксплуатацией, должны способствовать реализуемости установки. В дальнейшем в зависимости от полученных результатов можно рассмотреть возможность использования других видов топлива: МОХ-топливо, нитридное уран-плутониевое топливо в твэле контейнерного типа, ториевый цикл и другие потенциально перспективные решения, которые требуют практического обоснования.

Конструкции ТВС, компоновка активной зоны и картограмма загрузки БН-ВТ аналогичны БН-600 [15]. Активная зона БН-ВТ состоит из набора сборок – ТВС, стержней СУЗ, ИН, ССЗ и СБЗ, расположенных в реакторе по треугольной решетке со средним шагом 98,35 мм. Активная зона включает в себя 369 урановых ТВС трех типов обогащения, 27 стержней СУЗ, два источника нейтронов. По радиусу активная зона разбита на три зоны, отличающиеся друг от друга обогащением топлива. ТВС содержат части верхнего и нижнего торцевых экранов из таблеток диоксида обедненного или естественного урана, размещенных в общей оболочке с топливными таблетками. Вокруг активной зоны размещены сборки боковой зоны воспроизводства.

Исходя из соотношения мощностей БН-600 и проекта БН-ВТ можно предположить, что при понижении тепловой мощности с 1470 до 600 МВт (~ 2,5 раза) межперегрузочный интервал можно увеличить с 140 сут до годового – 330 сут. Эффективности системы компенсаторов с запасом должно хватить для компенсации выгорания, а увеличенный температурный эффект реактивности (изотермический разогрев реактора от температуры перегрузки до входной на номинальной мощности) можно компенсировать. Остальные эффекты реактивности не должны сильно измениться. Характеристики реакторного блока даны в табл. 2.

Таблица 2

Основные характеристики реакторного блока БН-ВТ

Характеристика	Величина
Мощность (тепловая), МВт	600
Ядерное топливо	UO ₂
Размеры активной зоны (D×H) по корпусу, мм	3900×1300
Толщина отражателя, мм	200
Размер «под ключ» и толщина стенки шестигранного чехла ТВС, мм	96×2
Количество твэлов в ТВС	127
Материал чехла ТВС, оболочки твэлов и дистанционирующей проволоки	ЭП-912-ВД
Диаметр и толщина оболочки твэла (d×δ), мм	6,9×0,4
Поперечный размер дистанционирующей проволоки, мм – для 91 центрального твэла – для 36 периферийных твэлов	∅1,05 0,6×1,3
Размеры топливной таблетки (втулки), мм – наружный диаметр – внутренний диаметр	∅5,9 ∅1,7
Высота активной зоны, мм	1030
Высота торцевых зон воспроизводства, мм – верхней – нижней	300 350
Высота газовой полости, мм	617
Полная длина ТВС, мм	3500
Время между перегрузками, сут.	330
Температура перегрузки, °С	230
Максимальная температура оболочки твэла, °С	1025
Полный температурный эффект реактивности (230°С → T _{вх}) (230°С → 368°С) / (230°С → 800°С), %ΔK/K	-1,431
Полный мощностной эффект реактивности (T _{вх} → N _{ном}), %ΔK/K	-0,452

ОТДЕЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Особенностью работы реактора в составе комплекса по производству водорода является необходимость учета вероятности попадания водорода по тракту теплоносителя в активную зону реактора. Проведенные расчетные исследования показали (табл. 3), что попадание водорода в пределах возможных допусков практически не сказывается на нейтронно-физических характеристиках реактора и на параметрах безопасности реактора.

Таблица 3

Изменение реактивности реактора в зависимости от наличия водорода в теплоносителе

Содержание водорода в натрия, рсм	Реактивность, вносимая водородом в составе натрия, % $\Delta K/K$
0	0,000
50	0,0081
100	0,014
150	0,022
200	0,027
250	0,032

Высокий уровень температуры увеличивает вероятность закипания натрия. Удаление натрия вызывает незначительный отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности, что обусловлено урановым топливом. Таким образом, можно не требовать значительного увеличения давления в первом контуре. Для организации замкнутого топливного цикла имеется возможность рассмотреть уран-ториевый цикл с близкими характеристиками эффектов реактивности. Ключевая проблема для высокотемпературного реактора – стойкость твэла. В предлагаемой конструкции РУ ситуация смягчена за счет выбора низкой тепловой нагрузки на твэлы. Можно дополнительно снизить максимальное выгорание.

КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Самым сложным в конструкционном плане является выбор высокотемпературного материала для реакторных условий. Для оболочек твэлов необходимы сплавы, имеющие высокую жаропрочность и являющиеся коррозионно-стойкими в натриевом теплоносителе при температурах от 900 до 1200°C, радиационно-стойкими до 100 сна. Результаты исследований коррозии конструкционных материалов представлены в работах [16 – 19]. В качестве таких сплавов могут быть рассмотрены молибденовые и ниобиевые сплавы, обладающие технологичностью и высокими жаропрочными свойствами, коррозионной стойкостью в натриевом теплоносителе.

Наиболее подходящими конструкционными материалами могут служить сплавы на основе молибдена, но их использование приводит к заметному поглощению нейтронов, что требует изменения обогащения топлива. По предварительным оценкам при максимальном содержании молибдена с учетом значительного запаса по реактивности увеличение обогащения топлива не приведет к нарушению требований по безопасности реактора в процессе работы и при аварийных ситуациях. Проблема использования конструкционного материала на основе молибдена может быть решена при изменении изотопного состава топлива.

В качестве возможного варианта конструкционного материала рассмотрена сталь ЭП-912-ВД. Этот сплав, в стандартных обозначениях Х15Н35В10Б (разработка ВИАМ и ФЭИ), – один из перспективных конструкционных материалов для работы в контакте с натриевым теплоносителем в атмосфере воздуха при температуре 900 – 950°C. Высокая кратковременная и длительная прочность сплава сочетается с высокими характеристиками пластичности и вязкости при температурах до 950°C и температуре горячей деформации, стабильностью структуры и механических свойств, хорошей коррозионной стойкостью в натриевом теплоносителе, а также высокой окалиностойкостью. Аргонно-дуговую сварку листов толщиной до 12 мм рекомендуется выполнять с использованием сварочной проволоки марок ХН60ВТ, 06Х15Н60М15 и Х15И35В12, которые обеспечивают высокую стойкость металла шва

против образования горячих трещин. Важной характеристикой является отсутствие в составе стали молибдена (табл. 4).

Таблица 4
Химический состав высоконикелевой нержавеющей стали ЭП-912-ВД [20]

C	Si	Mn	S	P	W	Ni	Nb	Fe
0,03	0,32	0,06	0,005	0,005	9,13	35,97	0,93	Ост.

Альтернативным материалом является жаропрочная хромоникелевая сталь аустенитного класса марки 07X15H30B5M2 (ЧС81), разработанная в ЦНИИКМ «Прометей» (табл. 5). Она рекомендована для работы при температуре 900 – 950°C. Исследования в ЦНИИКМ «Прометей» прочностных характеристик, коррозионной стойкости в натриевом теплоносителе, термической стабильности показали, что указанная сталь обладает комплексом физико-механических и технологических свойств, необходимых для работы в высокотемпературных реакторах.

Таблица 5
Состав нержавеющей стали ЧС81 [21]

C	Si	Mn	S	P	W	Cr	Ni
≤ 0,07	≤ 0,2	0,8 – 1,2	≤ 0,01	≤ 0,015	4,5 – 5,5	14,0 – 17,0	29,0 – 31,0
Mo	Ti	Al	ДР			Стандарт	
1,8 – 2,2	≤ 0,06	≤ 0,12	Cu ≤ 0,08; N ≤ 0,03; Fe ≤ ост; Y ≤ 0,05			ТУ14-1-3970-85 ТУ14-1-4244-87	

Сравнение реактивности, вносимой в реактор конструкционными материалами из этих сталей, показано в табл. 6. Конструкционные материалы активной зоны (сталь ЧС-68 х.д.) в БН-600 вносят реактивность в реактор, равную $-2,218 \cdot 10^{-2}$ ($\Delta K/K$). Это отличие может быть скомпенсировано органами СУЗ. Поэтому предпочтение может быть отдано стали ЧС-81, хотя окончательный выбор может быть сделан после всестороннего исследования различных конструкционных материалов применительно к высокотемпературному реактору.

Таблица 6
Вклад элементов конструкционных материалов активной зоны в эффективный коэффициент размножения, $K_{эфф}$

Химический элемент	ЭП-912-ВД		ЧС-81	
	$\Delta K/K$	Нуклидный состав	$\Delta K/K$	Нуклидный состав
Fe	$-1,08 \cdot 10^{-2}$	25,9%	$-8,78 \cdot 10^{-3}$	22,6%
Cr			$-3,35 \cdot 10^{-3}$	8,6%
Ni	$-1,67 \cdot 10^{-2}$	39,9%	$-1,40 \cdot 10^{-2}$	36,0%
Mo			$-3,12 \cdot 10^{-3}$	8,0%
W	$-1,43 \cdot 10^{-2}$	34,3%	$-8,42 \cdot 10^{-3}$	21,7%
Mn			$-1,16 \cdot 10^{-3}$	3,0%

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенных нейтронно-физических и теплофизических исследований реакторной установки БН-ВТ 600 МВт (тепл.) показали, что можно обеспечить

требуемые параметры высокотемпературного реактора на быстрых нейтронах для производства больших количеств водорода, например, на основе одного из термодимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования и высоким КПД производства электроэнергии (относительные доли тепла, идущего на технологические нужды и на производство электроэнергии, могут быть определены из экономических расчетов в дальнейшем), удовлетворяя при этом требованиям безопасности. Относительная малогабаритность, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с внутренними присущими ему свойствами (исключение разгона реактора на мгновенных нейтронах, пассивное снятие остаточного тепловыделения), обеспечивающими повышенную ядерную и радиационную безопасность, отвечающий требованиям для реакторов Поколения IV.

Литература

1. *Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И.* Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI веке // Теплоэнергетика. – 2014. – №5. – С.3-9.
2. *Рачков В.И., Калякин С.Г.* Инновационная ядерная энерготехнология – основа крупномасштабной ядерной энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №1. – С. 5-16.
3. *Рачков В.И.* Научно-технические проблемы формирования крупномасштабной ядерной энергетики // Энергосбережение и водоподготовка. – 2013. – №5. – С. 2-8.
4. *Рачков В.И.* Разработка технологий закрытого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами для крупномасштабной ядерной энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №3. – С. 5-14.
5. *Рачков В.И., Арнольд М.Н., Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Козлов Ф.А., Логинов Н.И., Орлов Ю.И., Сорокин А.П.* Жидкие металлы в ядерной, термоядерной энергетике и других инновационных технологиях // Теплоэнергетика. – 2014. – №5. – С. 20-30.
6. *Рачков В.И., Калякин С.Г., Кухарчук О.Ф., Орлов Ю.И., Сорокин А.П.* От первой АЭС до ЯЭУ IV поколения (к 60-летию Первой АЭС) // Теплоэнергетика. – 2014. – №5. – С. 11-19.
7. International Atomic Energy Agency. Hydrogen as an Energy Carrier and its Production by Nuclear Power: IAEA-TECDOC-1085, IAEA, Vienna. – 1999.
8. *Морозов А.В., Сорокин А.П.* Способы получения водорода и перспективы использования высокотемпературного быстрого натриевого реактора для его производства / 21-я Международная конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT-21), семинар по высокотемпературным проектам, 14-15 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
9. Innovation in Nuclear Energy Technology. – NEA, N. 6103, OECD Nuclear Energy Agency. – 2007.
10. *Альбицкая Е.С.* Развитие ядерно-энергетических систем // Атомная техника за рубежом. – 2013. – №11. – С. 3-16.
11. *Поплавский В.М., Забудько А.Н., Петров Э.Е.* Физические характеристики и проблемы создания натриевого быстрого реактора как источника высокопотенциальной тепловой энергии для производства водорода и других высокотемпературных технологий // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – №3. – С. 129-134.
12. *Хорсанов Г.Л., Колесов В.В., Коробейников В.В.* К вопросу получения водорода на базе ядерных технологий // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №2. – С. 81-87.
13. *Хорсанов Г.Л., Иванов А.П., Блохин А.И.* Конверсия метана с использованием водяного пара быстрых ядерных реакторов // Альтернативная энергетика. – 2004. – №6. – С. 57.
14. *Калякин С.Г., Козлов Ф.А., Сорокин А.П.* Состояние и задачи исследований по технологии высокотемпературного натриевого теплоносителя / 21-я Международная конференция по структурной механике в реакторной технологии (SMIRT-21), семинар по высокотемпературным проектам, 1415 ноября 2011, Калпаккам, Индия.
15. *Казанский Ю.А., Троянов М.Ф., Матвеев В.И.* Исследование физических характеристик реактора БН-600 // Атомная энергия. – 1983. – Т. 55. – Вып. 1. – С. 9-14.
16. *Невзоров Б.А., Зотов В.В., Иванов В.А., Старков О.В., Краев Н.Д., Умняшкин Е.Б., Соловьев В.А.* Коррозия конструкционных материалов в жидких щелочных металлах. – М.:

Атомиздат, 1977.

17. *Бескорвайный Н.М., Иолтуховский А.Г.* Конструкционные материалы и жидкометаллические теплоносители. – М.: Энергоатомиздат, 1983.

18. *Zhang J., Marcille T.F., Kapernick R.* Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys // Corrosion. – 2008. – Vol. 64. – No. 7. – PP. 563-573.

19. *Thorley A.W.* Mass Transfer Behavior of SS in Flowing Sodium Environment at Different Oxygen Levels / 4-th Int. Conf. on Liquid Metal Engineering and Technology. – Avignon, France, 1988.

20. *Кольцов А.Г., Роцупкин В.В., Ляховицкий М.М.* Экспериментальное исследование физико-механических свойств конструкционной стали ЭП-912. – Москва, Россия. Доступно на сайте http://archive.nbu.gov.ua/portal/soc_gum/vsunu/2011_12_1/Kolcov.pdf.

21. *Металлы и сплавы: марки и химический состав.* Составитель и редактор Беккерев И.В. Ульяновск: УлГТУ. – 2007. – ISBN 978-59795-0042-3. Дополненное издание доступно по адресу <http://www.bibliotekar.ru/spravochnik-73/index.htm>

Поступила в редакцию 25.07.2016 г.

Авторы

Калякин Сергей Георгиевич, первый заместитель генерального директора по науке – директор Института ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ) ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук

E-mail: kalyakin@ippe.ru

Козлов Федор Алексеевич, советник директора ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук, профессор

E-mail: kozlov@ippe.ru

Сорокин Александр Павлович, зам. директора по теплофизическим исследованиям ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук

E-mail: sorokin@ippe.ru

Богословская Галина Павловна, в.н.с. ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, канд. техн. наук

E-mail: grbogoslov@ippe.ru

Иванов Анатолий Петрович, зам. директора ОЯРиТЦ ГНЦ РФ-ФЭИ

E-mail: ivanov@ippe.ru

Коновалов Михаил Александрович, аспирант НИЯУ «МИФИ»

E-mail: kozlov@ippe.ru

Морозов Андрей Владимирович, в.н.с. ОБ ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, д-р техн. наук

E-mail: sas@ippe.ru

Стогов Виктор Юрьевич, в.н.с. ОЯРиТЦ ГНЦ РФ-ФЭИ

E-mail: stogov@ippe.ru

UDC 621.039.58

INVESTIGATIONS FOR THE SUBSTANTIATION OF HIGH-TEMPERATURE NUCLEAR POWER GENERATION TECHNOLOGY USING FAST SODIUM-COOLED REACTOR FOR HYDROGEN PRODUCTION AND OTHER INNOVATIVE APPLICATIONS (PART 1)

Kalyakin S.G.*, Kozlov F.A.*, Sorokin A.P.*, Bogoslovskaya G.P.*,
Ivanov A.P.*, Konovalov M.A.**, Morozov A.V.*, Stogov V.Yu.*

* JSC «SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky». 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

** NRNU «MEPhI». 31 Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

Neutronics and thermal physics studies of BN-VT reactor installation with 600-MW thermal power demonstrated the possibility in principle to achieve the required parameters of high-temperature fast reactor for production of large quantities of hydrogen on the basis, for instance, of one of thermal chemical cycles or high-temperature hydrolysis with high thermal efficiency of use of electric power. Relatively small dimensions, the type of coolant, selection of fissile material and structural materials allow developing nuclear reactor with particular inherent properties (exclusion of prompt-neutron reactor power excursions, removal of decay heat in passive mode) while ensuring enhanced nuclear and radiation safety.

Composition of BN-VT reactor facility includes sodium-cooled fast reactor, three cooling loops for emergency heat removal and three sets of equipment of the secondary cooling loop for heat transfer from the reactor to chemical installations generating hydrogen or to gas-turbine plant for supplying chemical equipment with electric power. Composition of each of the cooling loops includes intermediate heat exchanger arranged inside the reactor vessel, centrifugal pump and pipeline for removal and re-introduction of sodium in the reactor core. Contemporary requirements on the safety and financial performance of future generations of nuclear reactors were taken into consideration in the development of the reactor under study. Implemented calculation studies demonstrated that penetration of hydrogen within the limits of permissible allowances produce practically no effect on the neutronics and safety parameters of the reactor. Solution of the problem of fuel pin stability was mitigated due to the selection of low thermal load on fuel pins. Application of EP-912-VD steel as a possible optional structural material was examined.

Continued studies of heat-resistant materials and their behavior under irradiation are required.

Keywords: fast reactor, high-temperature, sodium, hydrogen production, pool-type configuration, neutronics, thermal physics, safety issues, steels.

REFERENCES

1. Goverdovsky A.A., Kalyakin S.G., Rachkov V.I. Alternativnye strategii razvitiya yadernoy energetiki v XXI veke [Alternative strategies of nuclear power development in the XXI century]. *Teploenergetika*, 2014, no. 5, pp. 3-9 (in Russian).
2. Rachkov V.I., Kalyakin S.G. Innovatsionnaya yadernaya tehnologiya – osnova krupnomasshtabnoy yadernoy energetiki [Innovative nuclear power technology – the basis of large-scale nuclear power engineering]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2014, no. 1, pp. 5-16 (in Russian).
3. Rachkov V.I. Nauchno-tehnicheskie problemy formirovaniya krupnomasshtabnoy yadernoy energetiki [The scientific and technical problems of the formation of large-scale

- nuclear power]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*, 2013, no. 5, pp. 2-8. (in Russian)
4. Rachkov V.I. Razrabotka tehnologiy zakrytogo yadernogo toplivnogo cikla s bystryimi reaktorami dlya krupnomasshtabnoy yadernoy energetiki [Working out of technology of the closed nuclear fuel cycle with fast reactors for the large-scale nuclear power]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2013, no. 3, pp. 5-14 (in Russian).
 5. Rachkov V.I., Arnoldov M.N., Efanov A.D., Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Loginov N.I., Orlov Yu.I., Sorokin A.P. Zhidkie metally v yadernoy, termoyadernoy energetike i drugikh innovatsionnykh tehnologiyakh [Liquid metals in nuclear, thermonuclear power engineering and other innovative technologies]. *Teploenergetika*, 2014, no. 5, pp. 20-30 (in Russian).
 6. Rachkov V.I., Kalyakin S.G., Kuharchuk O.F., Orlov Yu.I., Sorokin A.P. Ot pervoy AES do YaEU IV pokoleniya (k 60-letiyu Pervoy AES) [From the First Nuclear Power Plant to Fourth-Generation Nuclear Power Installations (on the 60-th Anniversary of the World's First Nuclear Power Plant)]. *Teploenergetika*. 2014, no. 5, pp. 11-19 (in Russian).
 7. International Atomic Energy Agency, Hydrogen as an Energy Carrier and its Production by Nuclear Power: IAEA-TECDOC-1085, IAEA, Vienna, 1999.
 8. Morozov A.V., Sorokin A.P. Sposoby polucheniya vodoroda i perspektivy ispolzovaniya vysokotemperaturnogo bystrogo natrievogo reaktora dlya ego proizvodstva [Methods for producing hydrogen and perspectives of using high-temperature sodium-cooled fast reactor for its production]. 21th Int. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-21), a seminar on high-temperature projects, 14-15 November 2011, Kalpakkam, India (in Russian).
 9. Innovation in Nuclear Energy Technology. – NEA, N. 6103, OECD Nuclear Energy Agency, 2007.
 10. Albitskaya E.S. Razvitie yaderno-energeticheskikh sistem [Nuclear power system development]. *Atomnaya tehnika za rubezhom*. 2013, no. 11, pp. 3-16 (in Russian).
 11. Poplavsky V.M., Zabudko A.N., Petrov E.E. Fizicheskie kharakteristiki i problemy sozdaniya natrievogo bystrogo reaktora kak istochnika vysokopotentzialnoy teplovy energii dlya proizvodstva vodoroda i drugikh vysokotemperaturnykh tehnologiy [Physical characteristics and problems of sodium-cooled fast reactor development as a source of high-potential thermal energy for hydrogen production and other high-temperature technologies]. *Atomnaya energiya*. 2009, v. 106, no. 3, pp. 129-134 (in Russian).
 12. Khorasanov G.L., Kolesov V.V., Korobeynikov V.V. K voprosu polucheniya vodoroda na baze yadernykh tehnologiy [On the question of hydrogen production on the basis of nuclear technology]. *Izvestia vuzov. Yadernaya Energetika*, 2015, no. 2, pp. 81-87 (in Russian).
 13. Khorasanov G.L., Ivanov A.P., Blokhin A.I. Konversiya metana ispolzovaniem vodyanogo para bystrykh yadernykh reaktorov [Methane reforming using the water steam from fast nuclear reactors]. *Alternativnaya energetika*, 2004, no. 6, p. 57 (in Russian).
 14. Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Sorokin A.P. Sostoyanie i zadachi issledovaniy po tehnologii vysokotemperaturnogo natrievogo teplonositelya [Status and challenges of investigations on high-temperature sodium coolant technology]. 21th Int. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-21), a seminar on high-temperature projects, 14-15 Nov 2011, Kalpakkam, India (in Russian).
 15. Kazansky Yu.A., Troyanov M.F., Matveev V.I. Issledovaniya fizicheskikh kharakteristik reaktora BN-600 [Research of physical characteristics of BN-600 reactor]. *Atomnaya energiya*, 1983, v. 55, iss. 1, pp. 9-14 (in Russian).
 16. Nevzorov B.A., Zotov V.V., Ivanov V.A., Starkov O.V., Kraev N.D., Umnyashkin E.B., Solovyov V.A. Korroziya konstruktsionnykh materialov v zhidkikh shelochnykh metallakh [Corrosion of structural materials in liquid alkali metals]. Moscow. Atomizdat Publ., 1977 (in Russian).
 17. Beskorovajny N.M., Yoltuhovsky A.G. Konstruktsionnye materialy i zhidkometallicheskie teplonositeli [Structural materials and liquid metal coolants]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983 (in Russian).
 18. Zhang J., Marcille T.F. and Kapernick R. Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys. *Corrosion*, 2008, v. 64, no. 7, pp. 563-573.
 19. Thorley A.W. Mass Transfer Behavior of SS in Flowing Sodium Environment at Different Oxygen Levels. 4th Int. Conf. on liquid metal engineering and technology. Avignon, France, 1988.
 20. Koltsov A.G., Roschupkin V.V., Lyahovitsky M.M., Sobol N.L., Pokrasin M.A. Eksperimentalnoe issledovanie fiziko-mekhanicheskikh svojstv konstruktsionnoj stali EP-

912 [Experimental research of physics and mechanical properties of structural steel EP-912]. Moscow. Available at

http://archive.nbu.gov.ua/portal/soc_gum/vsunu/2011_12_1/Kolcov.pdf (in Russian).

21. Metally i splavy: marki i khimicheskiy sostav. Sostavitel i redaktor Bekkerev I.V. [Metals and alloys: brands and a chemical composition. Composer and editor Bekkerev I.V.]. Ul'yanovsk. ULSTU Publ., 2007. – ISBN 978-59795-0042-3. Available at <http://www.bibliotekar.ru/spravochnik-73/index.htm> (in Russian).

Authors

Kalyakin Sergey Georgievich, First Deputy Director General on Science – Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics (NRTP), Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: kalyakin@ippe.ru

Kozlov Feodor Alekseevich, Advisor Director of Department for NPPS, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: kozlov@ippe.ru

Sorokin Aleksandr Pavlovich, Deputy Director of Department for NPPS,

Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: sorokin@ippe.ru.

Bogoslovskaya Galina Pavlovna, Leading Researcher of Department for NPPS,

Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: gpbogoslov@ippe.ru

Ivanov Anatolij Petrovich, Leading Engineer of Department for NRTP

E-mail: ivanov@ippe.ru

Konovalov Mikhail Aleksandrovich, PhD Student

E-mail: kozlov@ippe.ru

Morozov Andrey Vladimirovich, Leading Researcher of Department for NPPS,

Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: sas@ippe.ru

Stogov Victor Yurjevich, Senior Researcher of Department for NRTP

E-mail: stogov@ippe.ru