

УДК 621.039.526

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОПЫТА БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОГО ПЕРЕГРЕВА ПРИ СОЗДАНИИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ С ПОВЫШЕННЫМИ И СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**А.А. Петров, А.А. Роменков, О.А. Ярмоленко**

*НИКИЭТ, г. Москва*



В статье в обзорном плане приведены сведения по опыту Белоярской АЭС в области ядерного перегрева пара, полученному при эксплуатации штатных пароперегревательных каналов с трубчатыми твэлами и при испытаниях экспериментальных каналов ППК-Ц со стержневыми твэлами. Делается предложение о целесообразности на основе этого опыта создания базы данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны в перегретом паре при температурах оболочек до 700°C применительно к условиям СКД-реакторов.

**Ключевые слова:** пароперегревательный канал, реактор АМБ, сверхкритические параметры, тепловыделяющий элемент, ядерный перегрев.

**Key words:** superheating channel, AMB reactor, supercritical parameters, fuel element, nuclear superheating.

### ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время основу теплоэнергетики передовых стран в мире составляют энергоблоки сверхкритического давления СКД. При повышении единичной мощности блока энергетически выгодно повышать начальное давление пара и соответственно его температуру. Продвижение по этому пути было остановлено применением в котлах углеродистых сталей, которые работали ненадежно при температурах более 545°C. Поэтому пришлось применять более дорогие стали аустенитного класса. В 60–70 годах строятся блоки мощностью до 1100 МВт на пылеугольном топливе (в Европе и Японии) с КПД до 45%. При повышении давления до 29 МПа, 580°C, с двумя промежуточными перегревами в энергоблоке на газе в США получен КПД, равный 49%! Разрабатываются энергоблоки с двойным перегревом с давлением до 35,5 МПа и температурой 700–720°C с целью достижения КПД 52–55%, однако для этого необходимо применение новых жаропрочных сталей ферритно-мартенситного класса или хром-никелевых сплавов.

© А.А. Петров, А.А. Роменков, О.А. Ярмоленко, 2009

Совершенствование энергоблоков на органическом теплоносителе вызвано жесткими экономическими причинами сегодняшнего дня – удорожанием топлива. Кроме того, Киотские соглашения по выбросам парниковых газов еще более ограничивают экономические условия существования теплоэнергетики. Нельзя забывать и о проблеме транспортировки топлива, которая уже в наше время имеет большой политический резонанс и ограничивает доступ стран к энергоресурсам. Эти принципиальные обстоятельства позволяют говорить об увеличении интереса к атомной энергетике.

В свою очередь, атомная энергетика заявляет о своей способности решить энергетические проблемы стран на новом технологическом уровне. При этом разрабатываются новые экологические концепции атомной энергетике, основанные на новейших технологических достижениях. Кроме постепенного перехода на замкнутый топливный цикл и окончательного решения вопроса обращения с РАО (захоронение в геологические формации) в качестве ключевой задачи выдвигается идея снижения теплового загрязнения окружающей среды, а значит, и повышения КПД теплового цикла АЭС.

Следует отметить, что стратегические задачи атомной энергетике, мало изменившиеся со времени ее создания в середине прошлого века, – это

- обеспечение приемлемой безопасности АЭС (ядерной, радиационной, экологической);
- повышение эффективности ядерных технологий:
  - повышение КИУМ АЭС;
  - снижение капитальных затрат на строительство энергоблоков;
  - улучшение топливоиспользования с переходом на замкнутый топливный цикл;
  - решение проблем радиоактивных отходов.

Можно отметить, что изменились приоритеты в атомной энергетике. Задача обеспечения безопасности АЭС выделена как приоритетная. Ведь именно вопросы безопасности стали одной из основных причин сворачивания атомной энергетике после Чернобыльской аварии. Кроме решения задачи повышения экономических показателей АЭС ставятся задачи перехода на замкнутый топливный цикл и окончательного решения проблемы РАО, причем не только нарабатываемых в процессе производства атомной энергии, но и РАО ядерного наследия.

Можно констатировать, что применение реакторных установок со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя является в настоящее время перспективным направлением повышения технико-экономических характеристик [1]. В них предлагается использовать стержневые ТВЭЛы с оболочкой из жаропрочной стали с высоким содержанием никеля или сплавов на основе никеля. Рассматриваются варианты тепловых и быстрых реакторов с температурой теплоносителя на выходе 500–550°C. Максимальная температура оболочек ТВЭЛов оценивается на уровне 620–650°C и даже 850°C.

Привлекательные свойства СКД-реактора:

- КПД до 44% (современные АЭС 33–35%);
- снижение капитальных затрат:
  - высокая энтальпия теплоносителя → снижение массовой скорости в зоне, уменьшение размеров труб, оборудования, расходов на перекачку;
  - малая масса теплоносителя в цикле → снижение размеров контайнмента.
  - нет сепараторов, ГЦН, парогенераторов и т.д. → конструкция АС проще и дешевле;
- возможность получения пара технологических параметров.

Разработка реакторов СКД может идти по двум направлениям: корпусные и каналные. Несмотря на существенные отличия в конструктивном оформлении и многовариантный характер возможных технических решений, материаловедческие проблемы являются общими, поскольку определяются, в первую очередь, высокими требованиями к элементам активной зоны со стороны сверхкритических параметров теплоносителя.

Очевидно, что имеется возможность использования для обоснования проектов СКД-реакторов имеющегося опыта эксплуатации водоохлаждаемых реакторов с графитовым замедлителем первой очереди Белоярской АЭС: как штатных пароперегревательных каналов реакторов блоков №1 и 2, так и экспериментальных пароперегревательных каналов ППК-Ц, испытанных на блоках первой очереди в 70-х, 80-х гг. прошлого века.

### ОПЫТ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОГО ПЕРЕГРЕВА ПАРА

Водографитовые реакторы АМБ Белоярской АЭС (реакторы №1 и 2 первой очереди станции) были разработаны в НИКИЭТ как логическое продолжение идеи внедрения двухцелевых ПУГР в гражданскую сферу. При этом с учетом опыта Первой в мире АЭС на трубчатом твэле оказалось проще продемонстрировать ядерный перегрев пара (резкое повышение КПД), что и было сделано на реакторах АМБ Белоярской АЭС. Опыт АМБ позволил НИКИЭТ уже в конце 60-х годов рассматривать смелую в то время концепцию реактора на сверхкритических параметрах воды.

Начиная с разработки реактора АМ, НИКИЭТ (первый директор – академик Н.А. Доллежал) последовательно продвигался в сторону повышения параметров теплового цикла АЭС[2]:

- 1948 г. – начало разработки реактора АМ ( $P=9,8$  МПа,  $T=290^{\circ}\text{C}$ ); пуск реактора в 1954 г;
- 1958 г. – доклад на Женевской конференции о разработке АМБ ( $P=12$  МПа,  $T=550^{\circ}\text{C}$ ); пуск блока № 1 в 1964 г., блока № 2 – в 1967 г.;
- 1965 г. – эскизный проект АМБ III ( $P=24$  МПа,  $T=540^{\circ}\text{C}$ ).

Можно заметить, что уже в 1965 г. концептуально прорабатывается атомный реактор канального типа с СКД, т.е. на 35 лет ранее, чем подобные концепции более или менее обоснованно начали обсуждаться в мире для реакторов корпусных конструкций и со стержневыми твэлами. Что же позволило Н.А. Доллежалю всерьез думать об СКД?

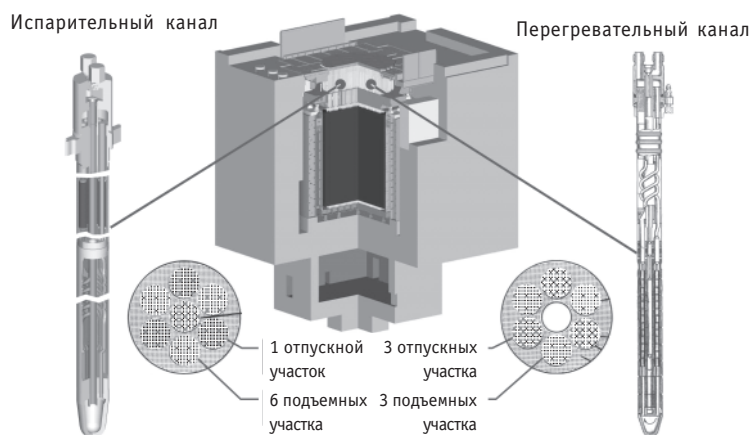


Рис. 1. Рабочие каналы БАЭС

Основное – конечно же, трубчатый твэл (рис. 1). Ведь эксплуатация реактора АМ показала, что из ядерного топлива в теплоноситель не могут выходить продукты деления даже при условии несовершенства конструкции каналов. «Мокрые» аварии приводят лишь к загрязнению хорошо защищенной графитовой кладки реактора.

Уже в проекте второго блока с реактором АМБ было принято решение об отказе от второго контура как избыточного, с точки зрения обеспечения радиационной безопасности при обслуживании турбин (рис. 2).

На реакторах АМБ впервые в мире продемонстрирован ядерный перегрев пара и показано, что атомная энергетика способна достичь параметров, близких к тепловой энергетике.

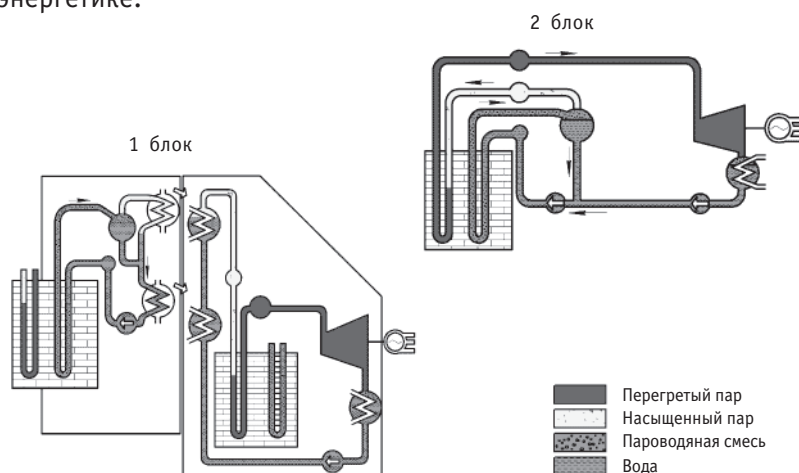


Рис. 2. Принципиальная тепловая схема первого и второго блоков БАЭС

## ПРОЕКТНЫЕ ПРОРАБОТКИ ПО РЕАКТОРАМ С ПОВЫШЕННЫМИ ПАРАМЕТРАМИ НА ТУРБИНЕ

Проект реактора РБМ-КП [3], безусловно, – еще одно бесспорное доказательство стремления Н.А. Доллежала к ядерному перегреву (параметры пара на турбине – 450°C и 65 атм.). На реакторах АМБ в петлевых каналах

ППК-Ц было убедительно продемонстрировано получение перегретого пара на стержневых твэлах, которые были созданы специально под реактор РБМ-КП.

Уже в эскизном проекте АМБ III показана схемная возможность реализации обычного, принятого в тепловой энергетике, цикла СКД с применением серийных турбин СКД (рис. 3).

Тяжеловодный канальный реактор с трубчатыми твэлами также имеет право на существование из-за неплохого баланса нейтронов, а его концептуальное проектирование, выполненное в НИКИЭТ в 2004 г. (проект КР-СКД[4]), показало высокую готовность реализации данной концепции с тяжеловодным замедлителем.

В 2006 г. в НИКИЭТ было выполнено техническое предложение по водографи-товому канальному энергетическому реактору со сверхкритическими параметрами (ВГЭРС), с графитовым замедлителем и стержневыми твэлами (проект ВГЭРС [5]), которое подтвердило реализуемость и этой концепции. Следует отметить, что в этих реакторах сложнее реализовать одно из преимуществ канальных реакторов – перегрузку на ходу, однако пути решения технических проблем перегрузки на высоких параметрах достаточно понятны.

Беглое рассмотрение проектов канальных реакторов с перегревом пара и концепций канальных реакторов СКД, разработанных в НИКИЭТ, показывает, что тех-

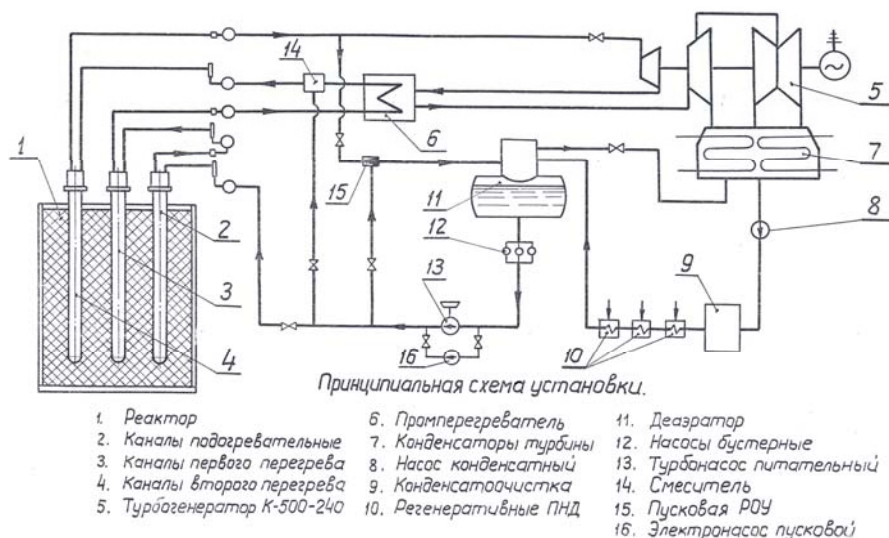


Рис. 3. Принципиальная схема реакторной установки АМБ III

нологически каналные реакторы сегодня готовы достичь параметров СКД, причем более уверенно, чем это было во времена Н.А. Доллежала.

### КОМПЛЕКС НИОКР В ОБОСНОВАНИЕ ПЕРЕГРЕВАТЕЛЬНОЙ КАССЕТЫ РБМКП СО СТЕРЖНЕВЫМИ ТВЭЛАМИ

1. Основные параметры твэлов проектируемых СКД-реакторов в сопоставлении с параметрами твэлов штатных перегревателей каналов 1 и 2 блоков БАЭС, перегревателей каналов РБМКП и экспериментальных пароперегревателей каналов ППК-Ц приведены в табл. 1.

Из таблицы видно, что основные условия работы твэлов перегревателей каналов достаточно близки к параметрам твэлов СКД-реакторов – по крайней мере, планируемая максимальная температура на оболочках составляла 630°C.

В НИКИЭТ в обоснование проекта перегревательной кассеты РБМКП со стержневыми твэлами в конце 70-х, начале 80-х годов прошлого века был осуществлен следующий комплекс дореакторных испытаний:

- экспериментальные исследования теплообмена на моделях перегревательной ТВС на электрообогреваемом стенде ЭНИЦ, г. Электрогорск;
- вибрационные испытания моделей кожуховых ТВС на вибростенде ЭМЗ, г. Электросталь;
- перегрузочные испытания полномасштабных макетов кожуховых кассет на стенде ТГМС ЦКБМ, г. С.-Петербург;
- исследования пульсаций давления потока перегретого пара и воды, и вибраций элементов кассеты на полномасштабном экспериментальном канале стенда 17 ПП, г. Электрогорск. Также на этом стенде в потоке перегретого пара были проведены ресурсные испытания кожуховой перегревательной кассеты на базе 3000 ч.

Полученный опыт чрезвычайно ценен для разработки проектов прямоточных СКД-реакторов с однофазным (фактически паровым) теплоносителем.

2. Отмеченный комплекс дореакторных испытаний был дополнен реакторными испытаниями. В 1976–1977 гг. в штатном пароперегревательном контуре блока №1 БАЭС было испытано два канала ППК-Ц с двумя ТВС со стержневыми твэлами с оболочками из коррозионно-стойкой стали ЭИ-847 и сплава ЭП-753, а в 1984–1987 гг. в

Таблица 1

**Параметры ППК-Ц, перегревателей каналов и СКД-реакторов**

Характеристики	Перегревательные каналы			ППК-Ц		КР-СКД 2004	ВГЭС-850 2006	SCW CANDU 2005
	АМБ-1 1964–1981	АМБ-2 1967–1989	РБМКП 1970–1986	1 блок 1977	2 блок 1987			
1. Высота и диаметр а.з., м	6 × 7,2	6 × 7,2	7 × 7,05 + 12,69	6 × 7,2		5 × 6,36	7 × 7,2	h × 4
2. Мощность канала максимальная, кВт	368	767	2350	350	660	5000	3240	8467 × Kr
3. Расход пара через канал $M_{max}$ , кг/ч	1900	3600	11000	1780	3440	8200	5000	15840 × Kr
4. Давление, МПа – на входе в канал; – на выходе из канала	11,0 10,0	13,2 11,0	7,9 7,3	9,1 8,75	10,0 8,0	28,9 26,2	25,6 24,8	~25,0
5. Температура, °С – на входе в канал; – на выходе из канала	316 510	328 508(540)	293 455 <sup>+20</sup>	316 510	310 510	276 575	250 550	350 625
6. Максимальная тепловая нагрузка, Вт/м <sup>2</sup>	0,4 × 10 <sup>6</sup>	0,7 × 10 <sup>6</sup>	0,8 × 10 <sup>6</sup>	0,45 × 10 <sup>6</sup>	0,8 × 10 <sup>6</sup>	1,9 × 10 <sup>6</sup>	1,2 × 10 <sup>6</sup>	28 × 10 <sup>6*</sup>
7. Максимальная скорость пара в ТВС, м/с	57	112	60	35	54	47,6	~15	
8. Максимальная температура оболочки, °С	530	531(630)	630	625(740)	670–700	629/787	680	< 850
9. Среднее выгорание топлива, МВт-сут/кг	22,2	22,2	27,3	7–7,4 (разгерм.)	3,4–17 (герм.)	65,4	61,5	
10. Длина канала, мм	~ 13000	12810	16000	13495	13489	11000	16500	
11. Длина кассеты, мм	6340	6340	8000	6650	6650	10000	8000	
12. Диаметр и толщина оболочки твэла, мм	12 × 0,6– 20 × 0,3	16 × 0,7– 23 × 0,3	10 × 0,4	10 × 0,3	10 × 0,4	12 × 0,6– 20 × 0,3	10,5 × 0,6	11,5 и 13,5
13. Количество твэлов в ТВС, шт.	6	5	18	6	6	18	18	43
14. Материал оболочки твэла	ЗИ-847		ЗИ-847 /ЭП-753	ЗИ-847 и ЭП-753		ЗИ-847 /ЭП-753	ЗИ-847 /ЭП-753	Ni alloy
15. Материал топливной композиции	UO <sub>2</sub> зеркала	UO <sub>2</sub> + Si, Mg <sub>карбид</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>		UO <sub>2</sub> + ЦЖБ	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /Th
16. Тип твэла	Трубчатый		Стержневой	Стержневой		Трубчатый	Стержневой	Стержневой
17. Замедлитель	С		С	С		D <sub>2</sub> O	С	D <sub>2</sub> O

Примечание. \* Оценка при  $H_{a33} = 5$  м,  $Kr = 1,5$ ,  $K_{ТВС} = 1,1$



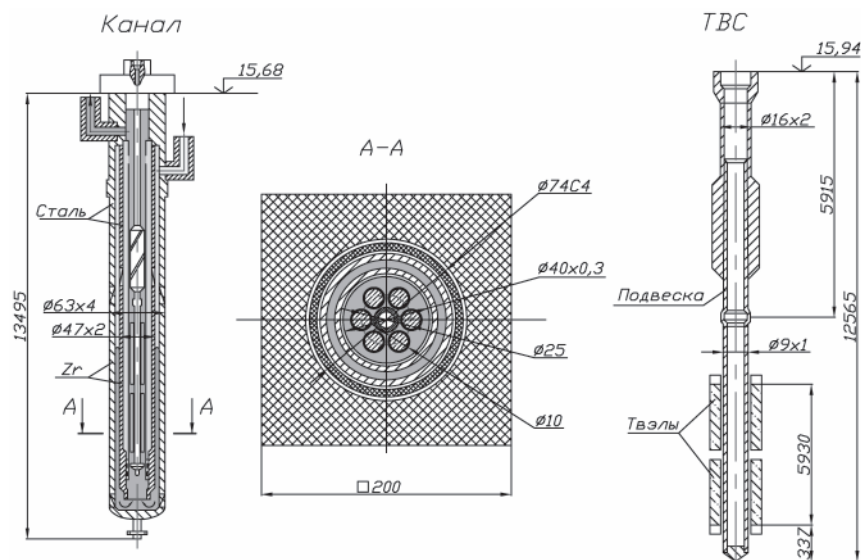


Рис. 4. Схема канала, ТВС и ячейки ППК-Ц

петлевой установке ППК-Ц блока № 2 БАЭС было испытано два канала с четырьмя ТВС и двумя типами разделительных кожухов труб из коррозионной стали и циркониевых сплавов. Температурный режим оболочек (табл.1) фактически соответствует требуемому для СКД-реакторов.

Схема ТВС, канала и ячейки ППК-Ц, приведенная на рис. 4, основана на схеме Фильда и фактически соответствует топливному каналу ВГЭРС.

По оснащению контролем испытания экспериментальных каналов в блоке №2 БАЭС фактически соответствовали требованиям, выставляемым к петлевым испытаниям: кроме обычного контроля (общеслочных параметров, химического состава воды и пара,...) осуществлялся детализированный контроль распределения энерговыделения по высоте, а также специализированный контроль теплотехнических параметров испытываемых ТВС (см. рис. 5).

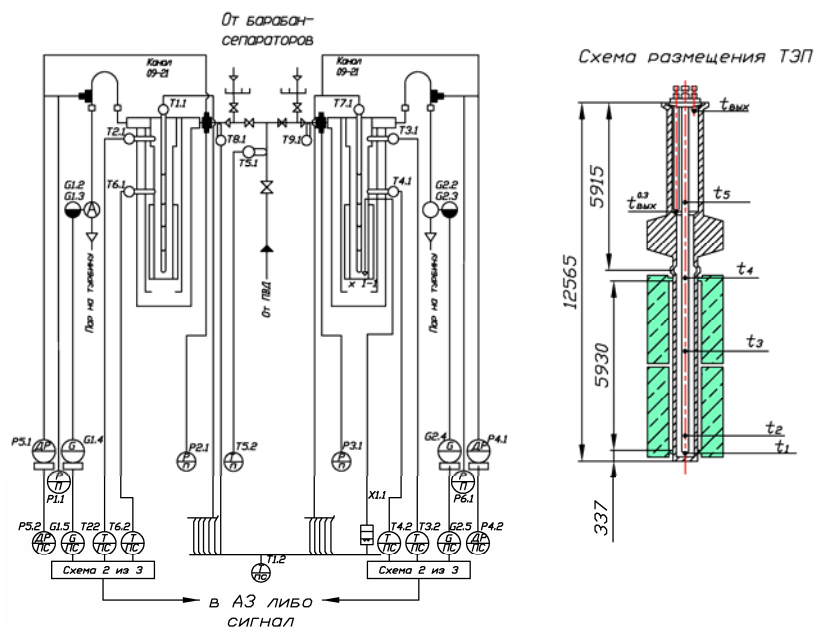


Рис. 5. Схема ППК-Ц на блоке №2 БАЭС

Испытания 1976–1977 гг. были прекращены по причине разгерметизации твэлов при максимальных выгораниях двух испытанных ТВС примерно 7–7,4 МВт·сут/кг. Испытания 1984–1987 гг. были прекращены (при наборе выгорания в четырех испытанных герметичных ТВС соответственно 3,4; 5,7; 9,1 и 17 МВт·сут/кг) по причине повреждения кожуховых и канальных труб. Дальнейшие планируемые испытания в петлевой установке ППК-Ц, а также детальная обработка полученных в ней экспериментальных результатов осуществлены не были по причине упавшего интереса к проекту РБМКП после чернобыльских событий 1986 г.

3. По нашему мнению, имеющийся задел по реакторным испытаниям каналов ППК-Ц в перегретом паре БАЭС отвечает основным требованиям к твэлам СКД-реакторов (испытаны твэлы с оболочками из стали ЭИ-847 и железо-никелевого сплава ЭП-753).

На современном этапе в России в НИКИЭТ может быть разработана база данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны в перегретом паре при температурах до 700°C и выгораниях топлива до 20 МВт·сут/кг урана применительно к условиям активных зон СКД-реакторов.

Для создания такой базы данных целесообразно

- провести детальный теплогидравлический и нейтронно-физический анализ результатов испытаний каналов ППК-Ц, проведенных в штатных пароперегревательных контурах блоков №1 и 2 БАЭС в 1976–1987 гг.;
- дополнительно обработать, проанализировать и представить результаты послереакторных исследований стержневых тепловыделяющих элементов с оболочками из стали ЭИ-847 и сплава ЭП-753, испытанных в штатном перегревателем контуре блока №1 БАЭС в 1976–1977 гг.;
- организовать и провести послереакторные исследования четырех герметичных ТВС с двумя оболочечными материалами, испытанных в 1984–1987 гг. в петлевой установке ППК-Ц на блоке №2 с выгоранием топлива в диапазоне 3,4–17 МВт·сут/кг урана.

Новизна создаваемой базы данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны состоит в том, что в ней будут представлены результаты внутриреакторных испытаний и послереакторных исследований двух оболочечных материалов твэлов, а также других важных элементов активной зоны (кожуховых труб из коррозионно-стойкой стали и высокотемпературных циркониевых сплавов, центральной трубы ТВС из коррозионно-стойкой стали) с приведением прямых данных об их эксплуатационных характеристиках в условиях воздействия температуры, ионизирующих излучений, коррозии и потока теплоносителя в зависимости от набранного выгорания, в том числе после длительного 20-летнего хранения.

Участники международного семинара в Москве (22–23 октября 2008 г.), учитывая важность представленной работы [6] для обоснования разрабатываемых проектов реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя (СКП) как корпусного, так и канального исполнений, как отмечено в решении, «считают важным проведение материаловедческих послереакторных исследований ТВС и пароперегревательных каналов ППК-Ц, хранящихся до настоящего времени в бассейне выдержки Белоярской АЭС».

## ВЫВОДЫ

1. Основной материаловедческой проблемой СКД-реакторов является выбор и обоснование ресурса конструкционных материалов основных узлов а.з., в первую очередь, твэлов и ТВС.



2. Накопленный опыт проектирования и эксплуатации канальных реакторов АМБ, РБМК-1000, РБМК-1500, проектирования и НИОКР, выполненных в обоснование проекта РБМКП, является надежной базой для решения этих проблем:

- успешная длительная эксплуатация штатных перегревательных каналов АМБ предоставляет обширный экспериментальный материал по работоспособности трубчатых твэлов;

- проведенные реакторные испытания экспериментальных каналов ППК-Ц в перегретом паре на БАЭС подтверждают возможность создания работоспособного стержневого твэла (успешно испытаны до выгораний 17 МВт·сут/кг твэлы с оболочками из стали ЭИ-847 и железо-никелевого сплава ЭП-753);

- комплекс дореакторных и реакторных испытаний, выполненных в обоснование проекта перегревательной кассеты РБМКП, подтверждает возможность создания надежной работоспособной кассеты со стержневыми твэлами для условий СКД-реакторов.

3. Имеющийся опыт Белоярской АЭС в области ядерного перегрева пара (штатные перегревательные каналы с трубчатыми твэлами и экспериментальные перегревательные каналы ППК-Ц со стержневыми твэлами) целесообразно отразить в виде базы данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны в перегретом паре при температурах оболочек до 700°C применительно к условиям СКД-реакторов.

### **Литература**

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Issued by the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 2002.
2. Доллежалъ Н.А., Алещенков П.Н., Буланков Ю.В., Князева Р.Д. Конструкция уран-графитовых канальных реакторов с трубчатыми твэлами и ядерным перегревом пара // Атомная энергия. – 1971. – Т. 30. – Вып. 2. – С. 149-155.
3. Габараев Б.А., Гроздов И.И., Михайлов М.Н. и др. Развитие канального направления в отечественном реакторостроении / Тезисы докладов. Канальные реакторы: проблемы и решения. – М.: ГУП НИКИЭТ, 2004. – С. 8-9.
4. ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала. Концепция АЭС с канальным ядерным реактором со сверхкритическими параметрами пара. – М., 2004.
5. ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала. Техническое предложение по разработке водографитового канального энергетического реактора со сверхкритическими параметрами пара ВГЭРС. – М., 2006.
6. Ярмоленко О.А., Родченков Б.С. Конструкционные материалы для уран-графитовых реакторов сверхкритических параметров / Тезисы докладов Международного семинара «Вода и пар сверхкритических параметров в атомной энергетике: проблемы и решения» (ФГУП НИКИЭТ, 22-23 сентября 2008 г.). – М., 2008.

Поступила в редакцию 27.05.2009

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### **УДК 621.039.526**

*BN-600 Liquid Metal Reactor – Main Features and Operating Experience/N.N. Oshkanov, P.P. Govorov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 14 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 5 titles.*

The main design features of the BN600 liquid metal fast reactor, its advantages and disadvantages, the technical and economic indicators achieved for 29 years of operation and the operating experience from the main sodium equipment are considered. The incidents and events involving the reactor power reduction are presented. The actions aimed at extending the operating lifetime of BN600 are highlighted.

### **УДК 621.039.526**

*Utilization of the Beloyarsk NPPs Experience in the Field of the Nuclear Superheating when Developing the Nuclear Reactors of the New Generation with the Increased and Supercritical Parameters of Coolant/A.A. Petrov, A.A. Romenkov, O.A. Yarmolenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 6 titles.*

The article discusses the issues of the utilization of the Beloyarsk NPPs experience in the field of the nuclear superheating for the justification of the presently developed reactors with the supercritical coolant parameters.

### **УДК 621.039.526**

*On-line Failure Diagnosis and Vibration Reliability of the BN-600 Power Unit Primary and Secondary Sodium Pumps/E.Yu. Badanin, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 4 illustrations. – References, 5 titles.*

The article presents separate examples of the on-line analysis and failure diagnosis of the vibration conditions of the large components of the BN-600 power unit primary and secondary sodium pumps. The interrelation and the influence of the process parameters on the vibration reliability of the functioning of the units are considered.

### **УДК 621.039.526**

*Trial Use of the JOKER Software Package for the Justification of the Safe BN-600 Reactor Operation under Transients/E.V. Balakhnin, A.V. Gavrilov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 3 titles.*

The article presents the Beloyarsk NPP work on the development of the JOKER software package database of the actual equipment of the BN600 reactor designated for the justification of the safe operation of the reactor under transients. The example of the calculation of the actual parameters of the primary sodium pump and the fragment of the database on equipment are given.

### **УДК 621.039.564.5**

*Vibroacoustic Methods of the Location of the Leak of the Irradiated Fuel Cooling Ponds/A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 6 illustrations. – References, 3 titles.*

This paper presents the results of the conducted investigation in support of the location of the leak on the basis of the vibroacoustic signals emerging during the liquid leak. The auxiliary devices and the ways of the installation of the sensors are discussed.