

УДК 621.039.5

САМОРЕГУЛИРУЕМЫЙ РЕАКТОР СВЕРХМАЛОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ. «МАСТЕР ИАТЭ»

Ю.А. Казанский*, В.А. Левченко**, Е.С. Матусевич*, Ю.С. Юрьев***,
И.П. Балакин*, В.А. Белугин***, С.Л. Дорохович**, А.А. Казанцев**,
А.В.Тихоненко*, А.А.Травлеев*, А.А.Уваров*

* *Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*

** *Экспериментальный научно-исследовательский методический центр «Моделирующие системы», г. Обнинск*

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



В настоящей статье подведены основные итоги первого этапа работ по изучению возможности создания реактора теплоснабжения сверхмалой мощности. Приведены концептуальная схема реакторной установки, названной МАСТЕР ИАТЭ, ее нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики. Рассмотрены возможности саморегулирования реактора и компенсация потери реактивности при выгорании топлива.

ВВЕДЕНИЕ

Одно из направлений использования ядерной энергии – это реакторы для тепло- и электроснабжения малой мощности (тепловая мощность до 100 МВт). Хорошее представление о работах по созданию блоков малой энергетики дают сообщения и доклады, сделанные на секции “Малая атомная энергетика” на 10 конференции Ядерного общества России (1999г.) [1], а также на Международном семинаре «Малая энергетика. Итоги и перспективы». (2001г.) [2].

В России длительное время эксплуатируется Билибинская атомная тепло-электроцентраль. Это единственная в мире действующая АТЭЦ, каждый из 4 блоков которой имеет установленную электрическую мощность 12 МВт и номинальный теплофикационный отбор пара от турбины 16.7 Гкал/ч.

В наших кратких сообщениях [3-7] рассматривались возможности разработки реактора для теплоснабжения сверхмалой мощности (300 кВт). В известной степени появление реакторов сверхмалой мощности является развитием работ по созданию реактора «Елена», разработанного в Институте атомной энергии им. И.В.Курчатова [8], известных проектных разработок канадского реактора бассейнового типа “Slowpoke”. В прошлом году появилась информация в Internet [9] о работе японских специалистов над реактором мощностью 200 кВт (электрических) для снабжения офисных небоскребов.

© Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, Е.С. Матусевич, Ю.С. Юрьев, И.П. Балакин, В.А. Белугин, С.Л. Дорохович, А.А. Казанцев, А.В.Тихоненко, А.А.Травлеев, А.А.Уваров, 2003

При достижении приемлемых условий окупаемости, безопасности и надежности реакторы сверхмалой мощности могут найти достаточно широкий спектр применения, например, в удаленных и труднодоступных районах, для автономного энергоснабжения военных объектов, для теплоснабжения и электроснабжения крупных зданий и т.п. Наконец, автономные источники сверхмалой мощности, эксплуатирующиеся длительное время в режиме саморегулирования, могут найти применение в странах, где научно-технический уровень не позволяет развивать собственную атомную энергетику.

Исследования возможностей создания ядерных энергоустановок сверхмалой мощности имеют и самостоятельное научное значение, поскольку они относятся к мало изученной области использования ядерной энергии.

В настоящей статье рассматриваются основные требования к реакторам сверхмалой мощности и возможные решения по реализации этих требований на примере реактора МАСТЕР ИАТЭ (малогабаритный автономный саморегулируемый теплопроводный реактор Института атомной энергетики).

Работа имела финансовую поддержку в 2001-2003 гг. в рамках инновационной программы Минатома и Министерства образования.

ТРЕБОВАНИЯ К РЕАКТОРУ СВЕРХМАЛОЙ МОЩНОСТИ

Автономная реакторная установка сверхмалой мощности может оказаться востребованной, если она будет экономически целесообразной, саморегулируемой, безопасной, надежной в течение длительного срока службы и простой по своему устройству. Эти общие соображения высказывались, например, в работах [1-3, 8, 9].

Перечисленные ниже требования являются результатом анализа выше упомянутых работ.

Реакторная установка должна полностью собираться на заводе-изготовителе, транспортироваться к месту использования и на месте приводится в рабочее состояние.

Реакторную установку для пресечения хищения делящихся материалов, для локализации выхода радиоактивных продуктов при авариях целесообразно располагать под землей.

Длительность эксплуатации реакторной установки сверхмалой мощности должна быть достаточной, чтобы выработанная энергия могла компенсировать затраты на сооружение и эксплуатацию установки.

Надежность установки, в частности, определяется простотой ее устройства. Для этого желательно исключить все механические устройства и системы управления, например, использование естественной циркуляции избавляет от необходимости иметь насосы и арматуру. Реализация саморегулирования позволяет исключить систему управления и защиты реактора и, в предельном случае, отказаться от постоянного обслуживающего персонала.

Ограничение величины давления в системе снятия тепла также будет способствовать безопасности и надежности установки.

Сформулированные общие соображения можно представить в виде технических требований к описываемой в данной работе установке:

- тепловая мощность 300 кВт;
- температура воды у потребителя не выше 80°C;
- время работы без регулирования, перегрузки топлива и постоянного обслуживания 60 лет;
- температура теплоносителя ниже точки кипения;
- саморегулируемый режим работы в течение всей кампании;
- внутренне присущая безопасность за счет отрицательных обратных связей и от-

сутствия высокого давления в контурах;

- подземное расположение.

При разработке конкретной конструкции реактора были приняты следующие компоновочные решения:

- двухконтурная система отвода тепла (первый замкнутый контур с естественной циркуляцией, второй контур с принудительной циркуляцией – контур потребителя);
- передача тепла от ядерного топлива к теплоносителю первого контура осуществляется за счет теплопроводности материала активной зоны (своего рода «однотельный» реактор).

КОНСТРКЦИЯ РЕАКТОРА МАСТЕР ИАТЭ

Эскизы конструкции установки МАСТЕР-ИАТЭ, отличающейся от первоначального варианта [3], приведены на рис. 1, 2.

В металлическом корпусе установки 1 (рис.1) внешним диаметром 1450 мм и высотой 5500 мм расположены теплообменник 2 и корпус реактора 4. Разделительная обечайка 3 предназначена для организации естественной циркуляции теплоносителя (вода) и создания подъемного участка. В теплообменнике вода второго контура (контура потребителя) нагревается до 80°C. Циркуляция в контуре потребителя принудительная.

Внутри корпуса реактора 2 (рис. 2) диаметром 1230 мм и высотой 2100 мм расположена активная зона 1.

Состав активной зоны реактора был выбран, в частности, из желания обеспечить контактную теплопроводность и сохранить в реакторе заметную долю тепловых нейтронов. Для этого оказалась подходящей следующая композиция: топливо в виде уран-бериллиевого сплава с добавкой магния, промежутки между топливными элементами заполнены магниевым сплавом. Размеры активной зоны определились допустимыми температурами внутри активной зоны.

Активная зона реактора (ди-

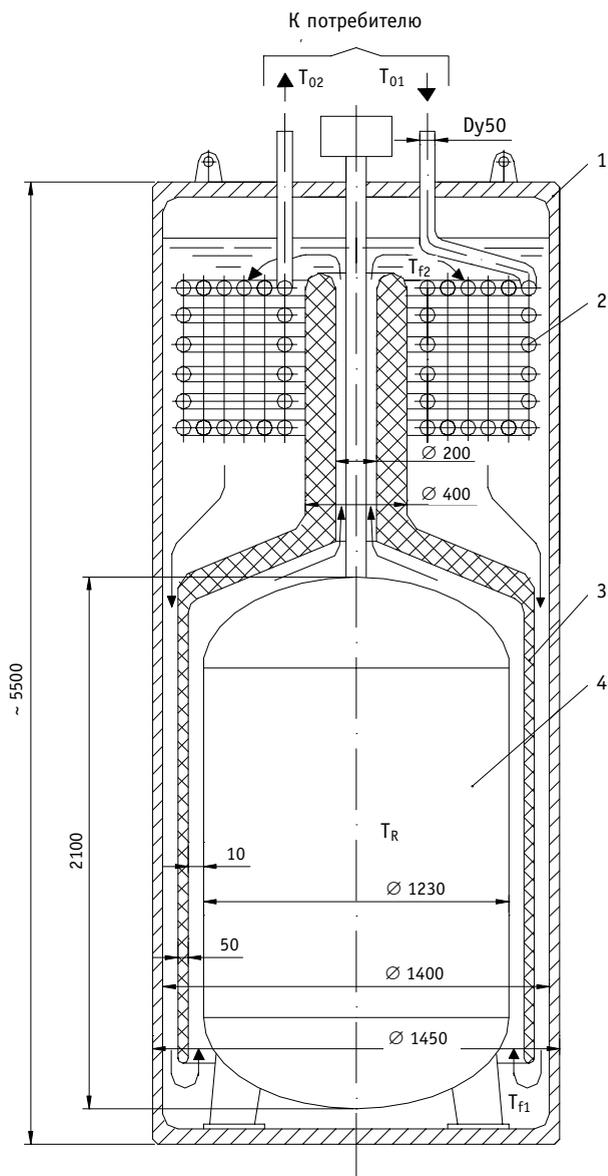


Рис. 1. Конструктивная схема реакторной установки: 1 - корпус; 2 - теплообменная поверхность; 3 - разделительная обечайка; 4 - реактор

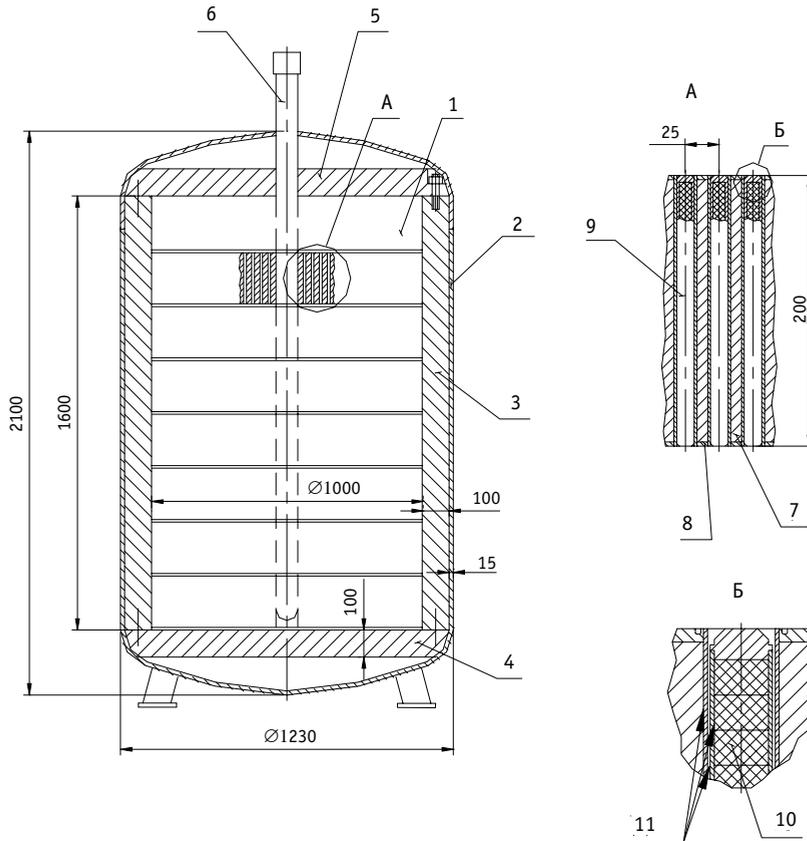


Рис. 2. Эскиз реактора МАСТЕР-ИАТЭ: 1 - активная зона; 2 - корпус; 3 - отражатель боковой; 4 - отражатель нижний; 5 - отражатель верхний; 6 - канал системы регулирования; 7 - замедлитель; 8 - очехловка замедлителя; 9 - твэл; 10 - топливный сердечник; 11 - контактный подслои

аметр 1000 мм, высота 1600 мм) образована бериллиевыми дисками диаметром 1000 мм и толщиной 200 мм. Диски по всей поверхности очехлованы нержавеющей сталью 8. В дисках просверлены отверстия с шагом 25 мм по треугольной решетке. В отверстия вставлены тепловыделяющие элементы. Твэлы 9, состоящие из наружной оболочки, торцевых пробок и топливного сердечника 10, образованного отдельными таблетками - в виде интерметаллида UBe_{13} с 25% по объему Mg. Диаметр твэла – 12.5 мм, высота – 200 мм.

Для снижения термического сопротивления зазор между таблетками топлива и наружной оболочкой твэла заполнен контактным подслоем из магния 11. Контактным подслоем из магния заполнен и зазор между материалом диска и наружной его очехловкой. Зазоры между твэлами и дисками, отражателями и корпусом так же, как и в твэлах заполнены контактным подслоем из магния. Таким образом реактор представляет собой монолитный блок с высокой теплопроводностью. Отражатели 3, 4, 5 активной зоны выполнены из бериллия.

Для компенсации потери реактивности в ходе выгорания в активной зоне предусмотрено введение стержней с выгорающим поглотителем (СВП). В качестве материала для СВП была выбрана борированная сталь. В расчетах борированная сталь представлялась как сталь XI8N10T с добавлением 3% природного бора.

В центре реактора расположен канал для размещения поглотителя нейтронов.

Мощность от активной зоны путем контактной теплопроводности передается контуру с естественной циркуляцией.

Система охлаждения реактора, как показано на рис.1, представляет собой замкнутый контур с теплообменником. Поверхность теплообменника и высота подъемного участка выбирались из условия, чтобы температура теплоносителя не превышала температуры кипения. Принудительный расход теплоносителя по контуру потребителя выбирался таким, чтобы температура на входе в контур не превышала 80°C.

На рис.1 показаны температуры – входная и выходная контура потребителя (T_{o1} и T_{o2}), средняя температура активной зоны (T_R) и входная и выходная температуры первого контура теплоносителя (T_{f1} и T_{f2}). Основные технические параметры реакторной установки приведены в табл. 1.

Таблица 1

Параметр	Значение
Мощность реактора, кВт	300
Кампания реактора, лет	60
Активная зона	
Высота активной зоны, мм	1600
Радиус активной зоны, мм	500
Масса топлива, кг	600
Материал топлива	UBe ₁₃ +Mg
Обогащение, %	40
Доля магния в топливе, %	25
Отношение шага твэлов к диаметру	2
Масса ¹⁰ B в активной зоне, кг	1.7
Отражатели	
Толщина радиального отражателя, мм	100
Толщина аксиального отражателя, мм	100
Материал отражателей	Be
Контур теплоносителя.	
Поверхность теплообменника, м ²	21
Высота тягового участка, м	2.6
Входная температура контура потребителя, °C	80
Температура кипения воды первого контура	109

Высокое обогащение топлива диктовалось необходимостью минимизации темпа потери реактивности в течение всей кампании реактора - чем больше загрузка делящихся нуклидов, тем меньше выгорание (потеря реактивности) при заданных мощности и длительности работы реактора.

Уровень мощности и, следовательно, температуры активной зоны и теплоносителя определяются введенной в холодный реактор положительной реактивности. Ввод положительной реактивности осуществляется путем извлечения поглотителя нейтронов. Как показали расчеты, возможно одноразовое извлечение поглотителя из активной зоны реактора, поскольку в дальнейшем происходит саморегулирование мощности и температуры реактора при изменениях расхода теплоносителя в контуре потребителя. Механизм для извлечения поглотителя из активной зоны находится в стадии разработки.

КОМПЕНСАЦИЯ ПОТЕРИ РЕАКТИВНОСТИ ПРИ ВЫГОРАНИИ ТОПЛИВА

Компенсация потери реактивности в процессе работы реактора возможна путем использования выгорающих поглотителей.

Рассмотрим известные соотношения баланса реактивности при использовании выгорающего поглотителя в простейших предположениях. Пусть реактор после вывода на номинальный уровень мощности находится в критическом состоянии и его запас реактивности скомпенсирован введенным борным поглотителем ρ_B ; темп потери реактивности из-за выгорания топлива постоянен во времени и полная потеря реактивности за кампанию T равна $\rho_{\text{выг}}$. Предположим, что сечение поглотителя σ_a не изменяется во времени так же, как и плотность потока нейтронов. Такое приближение при реакторе малой мощности может оказаться достаточно приемлемым при качественном рассмотрении временного поведения реактивности, хотя заметим, что плотность потока нейтронов по мере выгорания при постоянной мощности реактора будет незначительно возрастать. Кроме того можно пренебречь изменением среднего сечения поглощения нейтронов ядрами введенного поглотителя из-за снижения блокировки сечений по мере снижения плотности ядер поглотителя.

В указанных приближениях изменение реактивности во времени можно записать в виде

$$\rho(t) = \rho_B [1 - \exp(-\sigma_a \Phi t)] - \rho_{\text{выг}} t / T. \quad (1)$$

Для рассматриваемого реактора МАСТЕР ИАТЭ средняя плотность потока нейтронов составляет около $2 \cdot 10^{12}$ н/см² с и $T = 60$ лет = $1.86 \cdot 10^9$ с, сечение поглощения ядрами бора σ_a около 40 барн. [3,5]. Отсюда следует, что $\sigma_a \Phi T \approx 0.15$.

В таком случае записанное уравнение можно представить в виде

$$\rho(t) = \rho_B (\sigma_a \Phi t) - \rho_{\text{выг}} t / T = \rho_B (\sigma_a \Phi) t (1 - \rho_{\text{выг}} / \rho_B \sigma_a \Phi T). \quad (2)$$

Реактивность не будет изменяться во времени, если $\rho_{\text{выг}} = \rho_B \sigma_a \Phi T$. Это, в частности означает, что запас реактивности, скомпенсированный введенным поглотителем должен существенно превышать необходимый запас реактивности для компенсации выгорания топлива в реакторе. Другими словами, надо загрузить в реактор избыточное количество поглотителя и компенсировать поглощение увеличением обогащения топлива и размерами реактора.

При варьировании количеством бора и его распределением по активной зоне оказалось возможным реализовать $\rho(t)$ в течение кампании в пределах $\pm 0.12\beta$ [3,5,7]. В предварительных расчетах получено, что приращение мощности на единицу реактивности, выраженной в $\beta_{\text{эфф}}$, составляет от 360 кВт/ $\beta_{\text{эфф}}$ при обратных связях только по температуре реактора до 240 кВт/ $\beta_{\text{эфф}}$ при дополнительной обратной связи по входной температуре первого контура. Ожидаемое по расчетным данным изменение мощности в течение кампании составит $\pm (40-30)$ кВт, т.е. $\pm (12-10)\%$ от номинального уровня мощности.

Надо принять во внимание, что расчетные данные будут отличаться от реальных из-за погрешностей в значениях величин $\rho_{\text{выг}}$, ρ_B , $\sigma_a \Phi T$. Для реализации расчетных величин в пределах $\pm 0.12\beta$ относительная погрешность $\rho_{\text{выг}}$ не должна превышать 3%, а относительная погрешность ρ_B должна быть меньше 0.5%. Вряд ли возможно полагаться на достижение и (главное) обоснование столь малых погрешностей в расчетах. Поэтому предстоит найти алгоритм и предложения по его технической реализации для компенсации неизбежных отклонений реальных величин от проектных.

Спектральное распределение нейтронов в реакторе существенно отличается от аналогичного для реакторов на тепловых нейтронах. В частности, среднее сечение радиационного захвата нейтронов ядрами ^{135}Xe составляет около 1000 барн. С учетом плотности потока нейтронов $5.5 \cdot 10^{12}$ н/см² стационарное отравление ядрами ^{135}Xe оказывается пренебрежимо малым.

САМОРЕГУЛИРОВАНИЕ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА

При отсутствии механической системы регулирования реактора в процессе работы необходимо рассмотреть изменения мощности реактора и температур теплоносителя при изменениях съема тепла контуром потребителя (сезонные колебания температуры окружающей среды, изменения расхода теплоносителя в контуре потребителя). Одна из составляющих обратных связей – это зависимость реактивности от температуры активной зоны реактора. Но этого регулирования, как показали расчеты, оказалось недостаточно, поэтому рассмотрены варианты с введением в реактор контура жидкого поглотителя, уровень которого связан с входной температурой контура естественной циркуляции, так называемый пассивный способ регулирования. Идея такой возможности использована в работе Э.Теллера и др.[10].

С этой целью в теплоносителе первого контура реактора имеется изолированный объем жидкости с высокой концентрацией поглотителя. Этот объем связан с каналами, расположенными в активной зоне реактора. При изменении температуры теплоносителя уровень жидкости с поглотителем в каналах изменяется – чем выше температура, тем выше уровень этой жидкости. Другими словами, реализуется отрицательная обратная связь по температуре теплоносителя, причем величина этой связи регулируется техническими характеристиками устройства (соотношением между основным объемом и объемом каналов, концентрацией поглотителя, расположением каналов в активной зоне и пр.). Своего рода «усилитель температурного коэффициента реактивности». Такое устройство, кроме того, позволяет замедлить потерю мощности реактора при появлении отрицательной реактивности в результате выгорания топлива.

Для изучения динамики реактора была написана специальная программа, содержащая систему уравнений, связывающую мощность реактора $W(t)$ с расходом естественной циркуляции и входной и выходной температурами теплоносителя первого контура, средней температурой активной зоны реактора, температурой на входе в контур потребителя. Исходное состояние для проведения расчетов: расход по контуру потребителя $G_o = 2.38$ кг/с, температура контура потребителя на входе в теплообменник $T_{o1} = 50^\circ\text{C}$, температурный коэффициент реактивности активной зоны $\alpha_R = -[2 \cdot 10^{-5} + 4.5 \cdot 10^{-5} 293/T_R(\text{K})]$.

Расчеты проведены для двух вариантов: регулирование только по температуре активной зоны, а также при введении дополнительного регулирования по входной температуре первого контура $\alpha_{f1} = -10 \cdot 10^{-5}$.

В обоих случаях рассматривался следующий алгоритм. В реактор в холодном состоянии вводится положительная реактивность, такая, чтобы мощность реактора устанавливалась на уровне 300 кВт (в первом случае – $0.84\beta_{эфф}$; во втором – $1.23\beta_{эфф}$). После достижения стабильного состояния изменялась температура T_{o1} (повышалась на 20°C) и после достижения стабилизации состояния реактора температура T_{o1} вновь возвращалась в исходное состояние. После этого проводились изменения расхода по контуру потребителя в 2 и 100 раз (по сути – это «тлеющий» режим работы реактора). Результаты расчетов в соответствующих стабильных состояниях приведены в табл. 2.

Как видно из приведенных данных, введение дополнительного регулирования по температуре T_{f1} оказывается необходимым в «тлеющем» режиме для недопущения вскипания теплоносителя.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показана принципиальная возможность разработки реактора сверхмалой мощности с саморегулированием.

**Мощность реактора и температуры установки
в номинальном режиме и после изменений параметров**

Состояние реактора	W, кВт	T _R , °C	T _{fl} , °C	T _{f2} , °C	T _{o2} , °C
Номинальный режим. T _{o1} = 50°C. G _o = 2.38 кг/с	300	156	76	84	80
Температура T _{o1} увеличена до 70°C Регулирование по температуре T _R	250	156	90	98	95
Температура T _{o1} увеличена до 70°C Регулирование по температурам T _R и T _{fl}	185	136	85	91	88
Расход по контуру потребителя снижен вдвое. Регулирование по температуре T _R	240	157	92	99	98
Расход по контуру потребителя снижен вдвое. Регулирование по температурам T _R и T _{fl}	200	139	84	90	89
«Тлеющий» режим. Расход по контуру потребителя снижен в 100 раз. Регулирование по температуре T _R	10	158	154	154	154
«Тлеющий» режим. Расход по контуру потребителя снижен в 100 раз. Регулирование по температурам T _R и T _{fl}	5	103	101	101	101

Основной недостаток рассматриваемой конструкции – высокое обогащение топлива, которое по международным требованиям не должно превышать 20%. На следующем этапе работы будут рассмотрены пути снижения обогащения топлива, возможности увеличения мощности при сохранении естественной циркуляции и саморегулирования реактора, всевозможные аварийные ситуации и, наконец, экономические аспекты реакторной установки.

Литература

1. «От первой в мире АЭС к атомной энергетике XXI века»/Сборник тезисов, докладов и сообщений. Ядерное общество России. Ежегодная конференция (28 июня - 2 июля 1999 г., Обнинск). – Обнинск, 1999.
2. Международный семинар «Малая энергетика. Итоги и перспективы». 10-11 октября, 2001 г., Москва.
3. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С., Левченко В.А., Юрьев Ю.С. и др. Технические предложения для разработки концепции подземной ЯЭУ сверхмалой мощности МАСТЕР ИАТЭ/ Сборник тезисов, докладов и сообщений. Ядерное общество России. Ежегодная конференция (28 июня - 2 июля 1999 г., Обнинск). – Обнинск, 1999. - С. 173.
4. Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С. Расчет характеристик защиты от излучений малогабаритного реактора МАСТЕР ИАТЭ/ Сборник тезисов, докладов и сообщений. Ядерное общество России. Ежегодная конференция (28 июня - 2 июля 1999 г., Обнинск). – Обнинск, 1999. - С. 230.
5. Балакин И.П., Казанский Ю.А., Уваров А.А. Исследование свойств саморегулирования реактора МАСТЕР ИАТЭ/VI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докл. (Обнинск, 4-8 октября 1999 г.). – Обнинск, 1999. - С. 35.
6. Левченко В.А., Юрьев Ю.С., Казанцев А.А. и др. Теплогидравлические характеристики установки МАСТЕР ИАТЭ/VI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докл. (Обнинск, 4-8 октября 1999 г.). – Обнинск, 1999. - С. 40.
7. Казанский Ю.А., Травлев А.А. Линеаризация роста во времени реактивности за счет выгорающего поглотителя/VII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докл. – Обнинск: ИАТЭ, 2001. - С.70.

8. *Сербин В.И., Сливкин Б.В., Страхов Е.М., Труханов Ю.Л., Хлопкин Н.С., Каплар Е.П., Кондратьев Ф.В., Беркович В.М., Буканов В.Г., Мальшев А.Б., Лисица Ф.Д.* Необслуживаемая атомная станция теплоэнергоснабжения «ЕЛЕНА». Доклад на Международном семинаре «Малая энергетика. Итоги и перспективы». 10-11 октября, 2001 г., Москва.

9. www.nature.ru/db/msg.html?mid=1168868&s=

10. *Teller E., Ishikawa M., Wood L., Hyde R., Nuckolls J.* Completely Automated Nuclear Reactors for Long-Term Operation: Toward a Concept Point-Design of a High-Temperature, Gas-Cooled Central Power Station System. ICENES-96, the Eight International Conference on EMERGING NUCLEAR ENERGY SYSTEMS. June 24-28, 1996, Obninsk, Russia P.P.

Поступила в редакцию 1.07.2003