

Ж 53  
А99

АКАДЕМИЯ НАУК СОЮЗА ССР  
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ  
ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ СССР

# Атомная Энергия

Ежемесячный журнал  
ГОД ИЗДАНИЯ ТРИНАДЦАТЫЙ

АТОМИЗДАТ ■ МОСКВА ■ 1968

Том 24 ■ Апрель ■ Вып. 4

### РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ:

А. И. АЛИХАНОВ, А. А. БОЧВАР, А. П. ВИНОГРАДОВ, Н. А. ВЛАСОВ (зам. главного редактора), И. Н. ГОЛОВИН, Н. А. ДОЛЛЕЖАЛЬ, А. П. ЗЕФИРОВ, В. Ф. КАЛИНИН, Н. А. КОЛОКОЛЬЦОВ (зам. главного редактора), А. К. КРАСИН, А. И. ЛЕЙПУНСКИЙ, В. В. МАТВЕЕВ, М. Г. МЕЩЕРЯКОВ, М. Д. МИЛЛИОНЩИКОВ (главный редактор), П. Н. ПАЛЕЙ, Д. Л. СИМОНЕНКО, В. И. СМИРНОВ, В. С. ФУРСОВ, В. Б. ШЕВЧЕНКО

### СОДЕРЖАНИЕ

#### СТАТЬИ

- А. К. Красин, И. И. Саламатов, В. Б. Нестеренко, А. Н. Девойно. Развитие исследований в Институте ядерной энергетики АН БССР . . . . . 307
- С. Т. Конобецкий, Б. М. Левитский, Л. Д. Пантелеев. К вопросу о механизме радиационного роста урана при малых дозах облучения . . . . . 312
- В. И. Векслер, В. П. Саранцев, А. Г. Бонч-Осмоловский, Г. В. Долбильов, Г. А. Иванов, И. П. Иванов, М. Л. Иовнович, И. В. Кожухов, А. Б. Кузнецов, В. Г. Маханьков, Э. А. Перельштейн, В. П. Рашевский, К. А. Решетникова, Н. Б. Рубин, С. Б. Рубин, П. И. Рыльцев, О. И. Ярковой. Коллективное линейное ускорение ионов . . . . . 317
- В. П. Дзюбенко, В. П. Дмитриевский, Б. И. Замолотчиков, В. В. Кольга. Кольцевой циклотрон с жесткой фокусировкой для многозарядных ионов 323
- В. В. Арсенин, В. А. Чуянов. О возможности подавления дрейфовой неустойчивости неоднородной плазмы с помощью системы обратных связей . . 327
- В. М. Вондаренко, Г. Г. Викторов, А. Г. Тархов. Об использовании космического излучения для оценки эффективности биологических защит . . . . . 330
- С. Н. Барков. Многогрупповой аналитический метод расчета гетерогенного ядерного реактора . . . 335
- П. Т. Потапенко. Предельная оценка качества внутриреакторного контроля нейтронного потока . . . 340
- Д. М. Каминер, К. А. Коноплев, Ю. П. Семенов, В. Д. Тренин. Поведение продуктов радиолиза при работе реактора ВВР-М без системы дегазации 343
- В. А. Жарков, В. П. Терентьев, Г. М. Фрадкин. Получение топлива изотопных электрогенераторов методами нейтронного облучения . . . . . 348
- Ю. В. Рябов, Со Дон Сик, Н. Чиков, Н. Янева. Измерение отношения сечений радиационного захвата и деления для  $U^{235}$  и  $Pu^{239}$  в резонансной области энергий нейтронов . . . . . 351

- В. А. Афанасьев, Б. В. Кебадзе, Г. А. Санковский, В. И. Грицков, И. Н. Соколов, Л. А. Адамовский, С. А. Маркин. Экспериментальное исследование устойчивости корпусного кипящего реактора ВК-50 363

#### АННОТАЦИИ ДЕПОНИРОВАННЫХ СТАТЕЙ

- Д. П. Осанов, В. П. Панова, Г. Б. Радзиевский. Измерение дозовых факторов накопления для точечных изотропных источников  $\gamma$ -излучения низкой энергии в воде 368
- В. А. Жарков, Т. П. Зорина, Г. М. Фрадкин. Самоэкранирование тепловых нейтронов в конечных цилиндрах и телах других геометрий . . . . . 369
- И. Н. Бриккер, В. П. Астафьев, А. Р. Мирзаин. Обращенное решение тепловых уравнений двухкомпонентного ядерного реактора . . . . . 370
- С. Ф. Дегтярев, А. П. Суворов, В. В. Тарасов, В. К. Тихонов, С. Г. Цыпин. Пространственные, угловые и энергетические распределения быстрых нейтронов в гидриде лития, воде, вольфраме и карбиде бора 370
- С. Ф. Дегтярев, В. Б. Староверов, В. В. Тарасов, В. К. Тихонов, С. Г. Цыпин. Экспоненциальные угловые коэффициенты нейтронов для неводородосодержащих сред 372
- В. К. Даруга, С. Ф. Дегтярев, В. И. Кухтевич, А. Н. Николаев, В. П. Поливанский, Б. И. Синицын, А. П. Суворов, В. В. Тарасов, В. К. Тихонов, С. Г. Цыпин. Пространственно-энергетические и угловые распределения нейтронов в литии . . . . . 372
- С. М. Рубанов, В. И. Титов, Л. С. Шкорбатова. Расчет защиты контура с циркулирующим горючим . . 373
- В. Д. Горяченко. Акустическая неустойчивость ядерного реактора . . . . . 374
- В. Д. Горяченко, Е. Ф. Сабаев. Акустические колебания в реакторе с циркулирующим газообразным горючим . . . . . 375
- В. Д. Горяченко, В. А. Денеев, Ю. Ф. Трунин. Влияние изменения плотности делящегося вещества на устойчивость реактора с циркулирующим веществом 376
- В. С. Шуленни. Применение асимптотического  $P_N$ -приближения для расчета ячейки . . . . . 376

285607

225307/1/10



РГ

## Развитие исследований в Институте ядерной энергетики АН БССР

А. К. КРАСИН, И. И. САЛАМАТОВ, В. Б. НЕСТЕРЕНКО, А. Н. ДЕВОЙНО

УДК 621.039

Основные направления работы института ядерной энергетики АН БССР (ИЯЭ АН БССР) — исследования по физике ядерных реакторов, разработка физико-технических основ применения химически реагирующих газов в качестве теплоносителя и рабочего тела АЭС и специализированных ядерных реакторов для осуществления радиационно-химических процессов и радиационной модификации материалов.

Материально-техническую базу Института составляют: реактор ИРТ-2000 с петлевыми устройствами радиационно-химического назначения; критические сборки «Роза» и «Лилия», созданные для изучения физики реакторов; комплекс установок для изучения теплофизических характеристик химически реагирующих газов; установки с радиоактивным кобальтом для облучения.

Для создания на реакторе ИРТ-2000 ряда петлевых устройств была проведена реконструкция реактора и выполнены исследования его физических характеристик с целью подтверждения возможности размещения петлевого канала в активной зоне. Пуск реактора состоялся в мае 1962 г.

Для проведения петлевых экспериментов в центре активной зоны создана полость диаметром 80 мм, позволяющая устанавливать петлевые каналы различных типов. Создание полости потребовало реконструкции некоторых узлов, расположенных в бассейне реактора. Результаты экспериментов по определению критических загрузок реактора при наличии в центре активной зоны водяной полости, алюминиевых вытеснителей и стального имитатора петлевого канала подтвердили возможность установки петлевого канала в центре активной зоны реактора ИРТ с количеством стали ~ 3 кг.

Завершающим этапом работы по созданию петлевых установок на реакторе ИРТ-2000 явились установка центрального петлевого канала для проведения исследований по хемоядерному синтезу и определение физических характеристик новой активной зоны реактора с петлевым каналом. Запас реактивности увеличен за счет установки вокруг канала специально сконструированных фигурных топливных кассет. Петлевой канал содержал 3,8 кг стали и 4 г В<sup>10</sup>. Критические эксперименты с петлевым каналом в активной зоне позволили определить физические «веса» водяной полости, окруженной фигурными топливными кассетами, петлевого канала, топливных и графитовых кассет в различных ячейках активной зоны, а также величину запаса реактивности реактора с рабочей загрузкой активной зоны.

В результате было показано, что активная зона с петлевым каналом в центре обладает запасом реактивности, достаточным для компенсации отравления реактора и выгорания топлива в течение длительного времени эксплуатации [1].

Создание на реакторе ИРТ-2000 петлевых установок потребовало уточнения методов расчета физических характеристик элементов облучения и получения экспериментальных данных по некоторым нейтронно-физическим характеристикам этих элементов. Поскольку проводить подобные исследования на действующем реакторе трудно, в ИЯЭ АН БССР была создана критическая сборка «Лилия» — прототип реактора ИРТ-2000.

На этой сборке, пуск которой был осуществлен в декабре 1965 г., проведена серия экспериментов по определению критических параметров активных зон при различных загрузках, определению эффективных добавок отражателя, материального параметра, квадрата

длины миграции, значения коэффициента размножения, измерению распределения плотности тепловых нейтронов в активной зоне, физического веса тепловой колонны и изучению блокирующего эффекта слоя замедлителя между тепловой колонной и активной зоной. Эксперименты проводились на геометрически правильных активных зонах, не возмущенных экспериментальными каналами и сухими каналами СУЗ, чтобы облегчить использование полученных результатов для проверки расчетных методов.

С помощью критической сборки «Лилия» получены нейтронно-физические характеристики типового реактора и созданы необходимые предпосылки для детального изучения экспериментальных условий в петлевых установках, размещенных в активной зоне реактора ИРТ-2000 [2].

В связи с развитием в ИЯЭ АН БССР исследований по физике реакторов возникла необходимость экспериментально проверить разрабатываемые в Институте методы расчета ядерных реакторов. С этой целью в ИЯЭ АН БССР была создана уран-водная критическая сборка «Роза», на которой проведены измерения основных нейтронно-физических параметров уран-водных систем в широком интервале изменений ядерных концентраций водорода и урана в ячейке реактора. При разработке конструкции сборки «Роза» особое внимание уделялось возможности создания геометрически правильных активных зон со строго однородной структурой топлива и замедлителя. В то же время конструкция критической сборки позволяет создавать в активной зоне различные неоднородности для измерения наиболее трудно оцениваемых гетерогенных эффектов. Пуск критической сборки «Роза» осуществлен в апреле 1965 г. [3].

На этой сборке измерены и исследованы основные нейтронно-физические характеристики однородных («чистых») цилиндрических активных зон: критических масс, коэффициентов реактивности, материального параметра, эффективных добавок отражателя, эффективной доли запаздывающих нейтронов, квадрата длины миграции, коэффициента размножения бесконечной решетки, «экономии» торцового отражателя, распределения плотности тепловых и эпитепловых нейтронов в активной зоне при отношениях ядерных концентраций водорода и  $U^{235}$  в интервале 230—660. Проведено также исследование эффективности и интерференции поворотных компенсирующих и по-

глощающих стержней и изучение эффектов нерегулярностей и пустот в активных зонах. В экспериментах использовались твэлы из двуоксида урана 10%-ного обогащения типа ЭК-10 [4].

При определении нейтронно-физических характеристик однородных уран-водных зон, как и в экспериментах на критической сборке «Лилия», использовалась методика «надкритической достройки реактора».

В институте выполнены теоретико-расчетные исследования по физике ядерных реакторов и биологической защите от излучений реактора.

Цель этих исследований — разработка эффективных методов расчета ядерного реактора, пригодных для проектирования АЭС и экспериментальных реакторов. Методические работы включают рассмотрение принципов «гомогенизации» материалов в гетерогенном реакторе, задачи критичности, распределения нейтронов в активной зоне и отражателя, физического профилирования тепловыделения, эффективности регуляторов, распределения мощности дозы от нейтронов и  $\gamma$ -излучений в биологической защите и пр. Математические алгоритмы физических моделей процессов в реакторе запрограммированы на ЭВМ «Минск-2», «Минск-22» или системе «Минск-222».

В рамках модели Нелкина решена задача дифференциальной термализации нейтронов, получены дважды дифференциальные сечения рассеяния медленных нейтронов на молекуле гидрида циркония; оптическая модель ядра применена для расчета сечений рассеяния нейтронов с энергией в несколько мегаэлектрон-вольт на ядрах со средним атомным весом.

Экспериментальные работы на трех самостоятельных реакторных установках дополняются комплексом теоретических изысканий, направленных на совершенствование методов расчета ядерных реакторов. Все это дает предпосылки для комплексного решения задач в области реакторостроения.

Программа работ ИЯЭ АН БССР содержит задачу поиска для АЭС новых рабочих тел и теплоносителей, позволяющих получить более высокие, чем у водяного пара и инертных газов, термодинамические характеристики циклов.

Развитие стационарной и транспортной энергетики, включая ядерную энергетику, в настоящее время в основном базируется на применении в качестве теплоносителя или рабочего тела воды или водяного пара.

Тенденция развития современной энергетики ведет к получению максимальной экономичности вследствие увеличения единичной мощности ядерных реакторов и турбоагрегатов до 500—1000 Мвт (эл.).

Исследования, проведенные в последние годы некоторыми организациями, показали, что в установках на водяном паре получены практически предельные значения к. п. д. [5].

Современные газотурбинные установки (ГТУ) становятся конкурентоспособными с паротурбинными установками только при температурах газа перед турбиной выше 750° С и глубоких регенерациях тепла.

Одним из путей повышения эффективности термодинамических циклов установок может быть применение в качестве рабочего тела турбины и теплоносителя ядерных реакторов диссоциирующих систем.

Термодинамические преимущества таких систем можно проиллюстрировать на примере сравнения газотурбинных циклов на инертном и диссоциирующем газе. Газотурбинные установки на обычных газах (N<sub>2</sub>, He, Ne, CO<sub>2</sub> и пр.) имеют низкий коэффициент полезной работы и низкий эффективный к. п. д. цикла. В них доля мощности турбины, затрачиваемой на сжатие газа, составляет 70—75% и лишь 25—30% мощности турбины составляет полезную работу цикла.

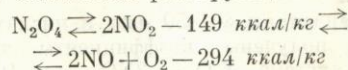
Для увеличения коэффициента полезной работы и соответственно к. п. д. цикла ГТУ предлагается использовать в замкнутом цикле ГТУ химически реагирующие системы, в которых при нагреве происходят химические реакции диссоциации, сопровождающиеся тепловым эффектом реакции, увеличением числа молей и газовой «постоянной», а при охлаждении — рекомбинации с выделением тепла химических реакций, уменьшением числа молей и газовой постоянной.

При использовании таких систем в качестве рабочего тела в замкнутом газотурбинном цикле газ, находящийся в исходном состоянии с минимальной газовой постоянной, сжимается в компрессоре, нагревается в регенераторе и нагревателе до максимальной температуры цикла. При этом происходит диссоциация газа с поглощением тепла на химические реакции, увеличением числа молей и газовой постоянной до максимального значения. После расширения в турбине газ, охлаждаясь в регенераторе и холодильнике, рекомбинирует с выделением тепла химических реакций и уменьшением числа молей и газовой постоянной до ми-

нимального значения. Далее газ поступает в компрессор, сжимается, и цикл повторяется. Большая газовая постоянная рабочего тела в турбине по сравнению с газовой постоянной рабочего тела в компрессоре позволяет уменьшить долю мощности, затрачиваемую на сжатие газа в компрессоре, до 30—40%, приводит к увеличению коэффициента полезной работы и росту эффективного к. п. д. цикла по сравнению с циклами на инертных газах благодаря существенному уменьшению необратимых потерь в цикле [6].

Для увеличения эффективного к. п. д. и удельной мощности цикла представляет интерес применение химически реагирующих систем, у которых при последовательном нагреве и охлаждении происходят обратимые химические реакции, сопровождающиеся увеличением числа молей при нагреве и уменьшением при охлаждении.

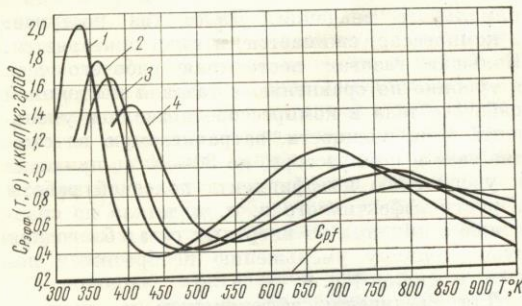
Существует большое количество газов, в которых могут протекать обратимые химические реакции с увеличением числа молей при диссоциации. Химически реагирующая система



имеет наибольшее увеличение газовой постоянной в обратимом цикле. К настоящему времени она термодинамически хорошо изучена, известна хорошая коррозионная стойкость в этих смесях конструкционных материалов, применяемых в реакторо- и энергомашиностроении; исходное вещество производится в больших количествах и является достаточно дешевым, поэтому указанная система представляет большой интерес.

В ИЯЭ АН БССР начиная с 1963 г. проводятся детальные теоретические и экспериментальные исследования диссоциирующей четырехоксида азота [7]. Химически реагирующие системы представляют большой интерес и как теплоносители ядерных реакторов. Отличительная особенность химически реагирующих систем — высокие значения их теплофизических характеристик, что объясняется значительным вкладом в эти характеристики теплоты химических реакций. Эффективная теплоемкость и теплопроводность может в этом случае превышать почти на порядок обычные молекулярные их значения [8] (см. рисунок).

В результате экспериментального исследования, проведенного в Институте на азоте и на N<sub>2</sub>O<sub>4</sub> ⇌ 2NO<sub>2</sub> в сравнимых условиях в диапазоне температур 25—80° С при давлении



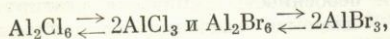
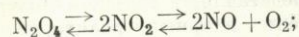
Изменение эффективной теплоемкости  $C_{P, \text{эфф}}$  в зависимости от температуры ( $T^\circ, K$ ) и давления ( $P, \text{атм}$ ) для реакции диссоциации  $N_2O_4 \rightleftharpoons 2NO_2 \rightleftharpoons 2NO + O_2$ .  $C_{P,f}$  — изменение молекулярной теплоемкости  $N_2O_4$  в предположении отсутствия химических реакций диссоциации («замороженное» значение теплоемкости):  
1 —  $P = 1 \text{ атм}$ ; 2 —  $5 \text{ атм}$ ; 3 —  $10 \text{ атм}$ ; 4 —  $40 \text{ атм}$ .

$P = 1-5 \text{ атм}$ , получены на химически реагирующем теплоносителе  $N_2O_4$  коэффициенты теплообмена в 6–8 раз большие, чем на инертном газе.

При давлениях 40–50 атм и числах  $Re \approx 2 \cdot 10^5$  получены коэффициенты теплообмена в системе  $N_2O_4 \rightleftharpoons 2NO_2$   $\alpha = 10\,000 \div 13\,000 \text{ ккал/м}^2 \cdot \text{ч}^\circ\text{C}$ . Экспериментально изучен теплообмен в системе  $2NO_2 \rightleftharpoons 2NO + O_2$  в диапазоне давлений 1–60 атм, температур 140–600°C и чисел  $Re = 10^4 \div 3 \cdot 10^5$  [9].

Указанные качества диссоциирующей четырехокси азота чрезвычайно важны при создании высоконапряженных теплообменных аппаратов и компактных активных зон ядерных реакторов.

Комплекс теоретических и экспериментальных исследований, выполненный в ИЯЭ АН БССР по изучению химически реагирующих систем



позволил выявить высокие значения их теплофизических свойств и значительные преимущества газовых и газо-жидкостных циклов АЭС на таких теплоносителях.

Химически реагирующие системы, обладая высокими значениями теплофизических свойств, являются перспективными теплоносителями для тепловых и быстрых ядерных реакторов с газовым теплоносителем.

Физико-химические свойства диссоциирующей четырехокси азота позволяют создать с использованием такого рабочего тела существенно большую, чем на водяном паре, единичную мощность турбины и значительно улучшить технико-экономические показатели АЭС.

Одним из направлений работы ИЯЭ АН БССР является исследование радиационно-химических процессов, под которыми понимают любые химические превращения веществ, протекающие за счет поглощения энергии излучения. Источником излучения могут быть радиоактивные изотопы, ускорители, а также ядерные реакторы.

Возможные пути применения ядерного реактора для осуществления радиационно-химических процессов — это использование энергии нейтронного и  $\gamma$ -излучений реактора, кинетической энергии осколков деления ядерного горючего и энергии тяжелых частиц, выделяющейся при ядерной реакции.

Целесообразность применения радиационно-химических процессов определяется некоторыми обстоятельствами, и в частности масштабом производства. При крупномасштабном энергоемком химическом производстве наиболее целесообразно использовать энергию осколков деления, так как осколки несут ~85% энергии, выделяющейся при делении ядерного горючего.

В Институте ядерной энергетики для исследований в области радиационно-химического синтеза: процессов синтеза гидразина из аммиака в газовой и жидкой фазах, радиационно-термического крекинга углеводородов и некоторых других процессов [10], — на реакторе ИРТ-2000 создан ряд экспериментальных петлевых установок.

Петлевые установки в Институте включают в себя устройства различного типа — от простейших лабораторного масштаба до крупных петлевых, предназначенных для отработки технологии ведения процесса.

Среди этих устройств имеются: малые петли для изучения характеристик хемоядерных элементов (ХЭЛ) и для начального изучения показателей химических процессов в условиях излучения, укрупненные петли для оценки технологических показателей процессов, протекающих в условиях излучения.

Малые петли применительно к реактору ИРТ-2000 могут располагаться как в вертикальных боковых каналах, так и в горизонтальных каналах. Две укрупненные петли, установленные на реакторе, сконструированы с учетом расположения рабочих участков этих

петель или вблизи боковой поверхности активной зоны, или в центре активной зоны в специально организованной ячейке.

В ряде проведенных опытов получены следующие результаты:

1. На малых и укрупненных петлях определены технические показатели нескольких типов ХЭЛ. При использовании пластинчатого излучателя осколков получен выход радиационной энергии до 30% от общей энергии осколков.

2. Изучен процесс синтеза гидразина из аммиака в газовой и жидкой фазах с применением осколочных излучателей и излучателей тяжелых частиц за счет реакции ( $B^{10}(n, \alpha) Li^7$ ). Получен выход реакции 0,4—1,0 молекул/100 эв.

3. Изучен процесс очистки продукта от осколочной активности. Достигнутый коэффициент очистки составляет  $10^7$ — $10^8$ .

4. Получены препараты гидразина в количестве нескольких граммов.

5. На второй укрупненной установке освоен режим проведения опытов по радиационно-термическому крекингу нефтепродуктов в условиях нейтронного и  $\gamma$ -излучений реактора.

Проведенные эксперименты и полученные результаты позволяют заключить, что реактор ИРТ-2000 с петлевыми устройствами без заметного осложнения в эксплуатации реактора может служить хорошей технической базой для исследований по радиационной химии, начиная с опытов со следами веществ до опытов с конечным продуктом в количестве нескольких килограммов.

В 1966 г. в Институте введена в эксплуатацию радиохимическая лаборатория, в которой проводятся исследования с продуктами, полученными радиационно-химическим путем.

В ИЯЭ АН БССР ведутся работы по радиационной модификации древесины, которые показали, что радиационно-химическое воздействие на пропитанную мономером древесину значительно улучшает ее качества: твердость, сопротивление сжатию и истираемости, термостойкость, биологическую стойкость и т. п. Получены образцы модифицированной древесины за счет полимеризации метилметакрилата

в массе древесины в поле  $\gamma$ -излучения действующего реактора и подавления потока нейтронов водяным фильтром.

Коллектив ИЯЭ АН БССР вместе с сотрудниками Московского текстильного института работает над изготовлением радиационно-химическим способом нетканых материалов. Новые ткани обладают многими полезными для практики качествами.

В настоящее время в Институте готовится к пуску универсальная  $\gamma$ -установка УГУ-200 для радиационной модификации древесины и волокон, получения модифицированных нетканых материалов в полупромышленном масштабе.

Исследовательские работы по радиационной химии, проводимые в Институте, открывают перспективы более полного комплексного использования энергии ядерного реактора. Эти исследования могут позволить в будущем осуществить на АЭС одновременно выработку электроэнергии и промышленное получение ценных химических продуктов и модифицированных материалов.

Поступила в Редакцию 29/VIII 1967 г.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. А. К. Красин и др. Proc. of the 3rd Intern. Conf. of Peaceful Uses of Atomic Energy (Geneva, 1964). N.Y., Unit. Nat., 1965; «Изв. АН БССР. Сер. физ.-техн.», № 1 (1966).
2. А. К. Красин и др. «Изв. АН БССР. Сер. физ.-техн.», № 2 (1967).
3. А. К. Красин, О. И. Ярошевич. «Атомная энергия», 20, 61 (1966).
4. А. К. Красин и др. «Изв. АН БССР. Сер. физ.-техн.», № 1 (1967).
5. А. А. Канаев. Энергетические машины настоящего и будущего. М., «Машиностроение», 1967.
6. И. М. Ковтун и др. Бюллетень изобретений и товарных знаков, № 21, 1964.
7. А. К. Красин, В. Б. Нестеренко. Доклад на симпозиуме СЭВ по реакторам на быстрых нейтронах. Обнинск, 1967.
8. А. К. Красин др. Термодинамические и переносные свойства химически реагирующих газов. «Наука», 1967.
9. В. Б. Нестеренко и др. «Изв. АН БССР. Сер. физ.-техн.», № 2, 1967.
10. А. К. Красин. «Изв. АН БССР. Сер. физ.-энерг.», № 1 (1968).