

Учреждение образования  
«Международный государственный экологический институт  
имени А.Д. Сахарова»  
Белорусского государственного университета

УТВЕРЖДАЮ

Директор МГЭИ им. А.Д. Сахарова  
БГУ

О.М. Родькин

2024

Регистрационный № УД-1644-24/уч.

**ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ И АТОМНЫЕ СТАНЦИИ**

Учебная программа учреждения образования по учебной дисциплине для  
специальностей:

1-100 01 01 Ядерная и радиационная безопасность

2024 г.

Учебная программа составлена на основе ОСВО 1-100 01 01-2021 «Ядерная и радиационная безопасность» от 25.04.2022 и учебного плана учреждения образования для специальности Ядерная и радиационная безопасность Рег.№134-21/уч. от 25.06.2021

### **СОСТАВИТЕЛИ:**

Б.И. Попов, доцент кафедры ядерных и медицинских технологий учреждения образования «Международный государственный экологический институт имени А.Д. Сахарова» БГУ, кандидат технических наук;

А.И. Киевицкая, профессор кафедры ядерных и медицинских технологий учреждения образования «Международный государственный экологический институт имени А.Д. Сахарова» БГУ, доктор физико-математических наук, доцент

### **РЕЦЕНЗЕНТЫ:**

И.Я. Дубовская, доцент кафедры ядерной физики физического факультета БГУ, кандидат физико-математических наук, доцент;

А.С. Лобко, заместитель директора НИИЯП БГУ, доктор физико-математических наук, доцент

### **РЕКОМЕНДОВАНА К УТВЕРЖДЕНИЮ:**

Кафедрой ядерных и медицинских технологий «Международного государственного экологического института им. А.Д. Сахарова» БГУ (протокол № 4 от 19.11.2024);

Научно-методическим советом учреждения образования «Международный государственный экологический институт им. А.Д. Сахарова» БГУ (протокол № 4 от 26.12.2024)

## ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА

«Ядерные реакторы и атомные станции» является дисциплиной специальности 1-100 01 01 «Ядерная и радиационная безопасность», составляющей модуль «Физика ядерных реакторов», наряду с такими учебными дисциплинами как «Нейтронная физика» и «Физика, кинетика и динамика ядерных реакторов». Дисциплина предназначена для углубленного изучения студентами физических процессов, протекающих в ядерных реакторах. В рамках дисциплины студенты изучают также конструкцию реакторов ВВЭР, основного и вспомогательного оборудования реакторного отделения, режимы работы, основы теплотехнической надежности и безопасной эксплуатации реакторов.

В дисциплине «Ядерные реакторы и атомные станции» используются и углубляются знания, полученные студентами в рамках дисциплин «Физика ядра и ионизирующих излучений», «Нейтронная физика» и «Физика, кинетика и динамика ядерных реакторов».

В учебной программе содержатся разделы по следующим вопросам:

- физические процессы, протекающие в ядерных реакторах;
- конструкция реакторов ВВЭР, основного и вспомогательного оборудования реакторного отделения;
- режимы работы реакторов в нормальных условиях эксплуатации, нарушении нормальных условий эксплуатации и проектных авариях;
- системы безопасности и методы обеспечения ядерной и радиационной безопасности на АЭС с реакторами ВВЭР;
- атомные электростанции в энергетической системе;
- методы оценки экономической эффективности АЭС и ядерного топливного цикла;
- концепции развития реакторов 4-го поколения.

**Цель учебной дисциплины** – сформировать у студентов объем знаний по устройству современных реакторов АЭС и их систем безопасности, направлениям дальнейшего развития, роли в энергетической системе. необходимые для последующей деятельности в области их практического использования.

**Задачи учебной дисциплины:**

- углубить знания обучающихся в области физики ядерных реакторов; получить навыки решения практических задач по обеспечению теплотехнической надежности необходимые для последующей деятельности в области их практического использования.
- и эксплуатации ядерных реакторов,
- сообщить обучающимся сведения о назначении, функциях и конструкции основного и вспомогательного оборудования ядерных реакторов типа ВВЭР, систем управления и безопасности;
- сообщить обучающимся сведения о методах оценки экономической эффективности АЭС и ядерного топливного цикла;



– ознакомить обучающихся с основными концепциями развития реакторов 4-го поколения.

В результате усвоения дисциплины обучающийся должен

**знать:**

- сущность и математическую формулировку физических процессов, происходящих в ядерных реакторах;
- назначение, основные черты конструкции и функции основного и вспомогательного оборудования ядерных реакторов типа ВВЭР, систем управления и безопасности;
- критерии экономической эффективности АЭС и методы их оценки;
- направления развития реакторов 4-го поколения;

**уметь:**

- решать практические задачи по физике и эксплуатации ядерных реакторов;
- оценивать экономическую эффективность АЭС;

**владеть:**

- основными методами решения задач по физике и эксплуатации ядерных реакторов;
- знаниями по назначению, конструкции и функциям основного и вспомогательного оборудования ядерных реакторов типа ВВЭР, систем управления и безопасности.

В результате усвоения учебной дисциплины студент должен обладать следующими **компетенциями**:

- Понимать состав и основные принципы функционирования ядерных энергетических установок (ЯЭУ), технологические схемы ЯЭУ с реакторами различных типов, основные режимы работы ЯЭУ, владеть тенденциями развития ЯЭУ, перечислять основное оборудование атомных электростанций (АЭС) и описывать его назначение, давать общую характеристику этапов жизненного цикла АЭС (БПК-18);
- Способным к саморазвитию и совершенствованию в профессиональной деятельности (УК-5);
- Проявлять инициативу и адаптироваться к изменениям в профессиональной деятельности (УК-6).

Для организации самостоятельной работы студентов по дисциплине необходимо принять такие меры, как размещение в свободном доступе комплекса учебных и учебно-методических материалов (программа,



методические указания к практическим занятиям), а также вычислительную технику с соответствующим программным обеспечением.

Для организации самостоятельной работы студентов по дисциплине необходимо принимать такие меры, как размещение в свободном доступе комплекса учебных и учебно-методических материалов (программа, методические указания к практическим занятиям), а также вычислительную технику с соответствующим программным обеспечением.

Учебная программа по учебной дисциплине «Ядерные реакторы и атомные станции» рассчитана на 280 учебных часов, из них 140 аудиторных часов, в том числе:

- лекции – 82 часа,
- практические занятия – 58 часов.

Форма промежуточной аттестации по дисциплине – экзамен в 8-м семестре.

Форма получения высшего образования – очная (дневная).

Трудоемкость дисциплины составляет 7 зачетных единиц.

Контроль знаний предполагает сдачу отчетов по практическим занятиям. Проводится самостоятельная работа студентов, включающая в себя теоретическую подготовку к проведению практических занятий.

# **СОДЕРЖАНИЕ УЧЕБНОГО МАТЕРИАЛА**

## **Тема 1. Физика ядерных реакторов**

Коэффициент размножения. Формула четырех сомножителей. Диффузия нейтронов и граничные условия. Замедление нейтронов. Теория возраста. Длины замедления, диффузии и миграции. Условие критичности реактора в диффузионно-возрастном приближении. Вероятность избежать резонансного поглощения. Эффективный резонансный интеграл. Вероятность избежать утечки нейтронов в тепловом реакторе.

## **Тема 2. Основы теплофизики реактора**

Характеристики энерговыделения в активной зоне реактора. Закономерности теплопередачи. Температурное поле в активной зоне реактора.

## **Тема 3. Теплотехническая надежность ядерного реактора**

Теплоотдача при росте тепловой нагрузки. Кризис теплоотдачи. Показатели теплотехнической надежности активной зоны. Остаточное энерговыделение в ядерном реакторе. Методы контроля тепловой мощности реактора.

## **Тема 4. Оборудование реакторных установок**

Конструкция реакторов типа ВВЭР. Корпус реактора. Верхний блок и внутри корпусные устройства. Система управления и защиты. Рабочие органы СУЗ. Борное регулирование. Система внутриреакторного контроля. Основное оборудование реакторного отделения. Вспомогательные системы реакторного отделения.

## **Тема 5. Системы обращения с ядерным топливом на АЭС**

Тепловыделяющий элемент. Тепловыделяющая сборка. Комплекс систем обращения с ядерным топливом. Системы хранения и обращения со свежим топливом. Системы хранения и обращения с отработавшим ядерным топливом. Бассейн выдержки отработавшего топлива.

## **Тема 6. Обеспечение безопасности атомных станций**

Цели и принципы безопасности. Принцип глубокоэшелонированной защиты. Реализация принципа единичного отказа. Режимы и уровни безопасности при эксплуатации АЭС. Классификация систем по влиянию на безопасность. Аварийные ситуации на АЭС. Человеческий фактор. Обеспечение качества и культура безопасности.

### **Тема 7. Системы безопасности реакторов ВВЭР**

Система аварийно-планового расхолаживания. Пассивная часть САОЗ. Спринклерная система. Система аварийного ввода и впрыска бора. Система аварийного парогазоудаления. Системы безопасности реактора ВВЭР-1200.

### **Тема 8. Безопасность АЭС в аварийных ситуациях**

Режимы , влияющие на реактивность. Неуправляемое извлечение органов регулирования. Выброс органа регулирования. Незапланированное снижение концентрации борной кислоты. Режимы с разуплотнением первого контура. Режимы малой и большой течи. Полное обесточивание собственных нужд АЭС. Режимы с разуплотнением второго контура.

### **Тема 9. Радиационная безопасность на АЭС с ВВЭР**

Цели и принципы обеспечения радиационной безопасности. Разделение АЭС на зоны. Зоны вокруг АЭС. Нормирование радиационного воздействия. Ограничение выбросов АЭС. Система радиационного мониторинга. Автоматизированные системы радиационного контроля и радиационной обстановки.

### **Тема 10. Экономическая эффективность АЭС**

Критерии экономической эффективности. График электрической нагрузки энергосистем. Структура стоимости ядерного топлива АЭС. Структура себестоимости электроэнергии АЭС.

### **Тема 11. Концепции развития ядерных реакторов 4-го поколения**

Натриевый реактор на быстрых нейтронах. Реактор на расплаве солей. Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор. Водоохлаждаемый реактор на закритических параметрах теплоносителя. Газоохлаждаемый быстрый реактор. Быстрый реактор на свинцовом теплоносителе.



# УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКАЯ КАРТА УЧЕБНОЙ ДИСЦИПЛИНЫ

(для очной (дневной) формы получения образования)

| Номер раздела, темы | Название раздела, темы                        | Количество аудиторных часов |                      |                     |                      |      | Количество часов<br>УСР | Форма контроля |
|---------------------|-----------------------------------------------|-----------------------------|----------------------|---------------------|----------------------|------|-------------------------|----------------|
|                     |                                               | Лекции                      | Практические занятия | Семинарские занятия | Лабораторные занятия | Иное |                         |                |
| 1.                  | Физика ядерных реакторов                      | 10                          | 8                    |                     |                      |      |                         | 1,3            |
| 2.                  | Основы теплофизики реактора                   | 4                           | 4                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
| 3.                  | Теплотехническая надежность ядерного реактора | 2                           | 4                    |                     |                      |      |                         |                |
| 4.                  | Оборудование реакторных установок             | 10                          | 6                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
| 5.                  | Системы обращения с ядерным топливом на АЭС   | 8                           | 6                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
| 6.                  | Обеспечение безопасности атомных станций      | 10                          | 6                    |                     |                      |      |                         | 1,3,4          |
| 7.                  | Системы безопасности реакторов ВВЭР           | 8                           | 6                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
| 8.                  | Безопасность АЭС в аварийных ситуациях        | 10                          | 6                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
| 9.                  | Радиационная безопасность на АЭС с ВВЭР       | 8                           | 4                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
| 10.                 | Экономическая эффективность АЭС               | 6                           | 4                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
| 11.                 | Концепции развития реакторов 4-го поколения   | 6                           | 4                    |                     |                      |      |                         | 1-4            |
|                     | <b>ИТОГО</b>                                  | <b>82</b>                   | <b>58</b>            |                     |                      |      |                         |                |

## ИНФОРМАЦИОННО-МЕТОДИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ

### *Инновационные методы и подходы к преподаванию учебной дисциплины*

При организации образовательного процесса по дисциплине «Физика, кинетика и динамика ядерных реакторов» используется подход, предполагающий освоение содержания дисциплины через теоретическую подготовку и решение практических задач. Предполагается также участие студентов в целенаправленном обмене мнениями, идеями для решения поставленных задач. В процессе практических занятий предполагается широкое использование персональной вычислительной техники.

### *Рекомендуемая литература*

#### *Основная*

1. Байбаков, В.Д. Физика ядерных реакторов: учеб. пособие. / В.Д. Байбаков. – М. : Издательство МЭИ, 2016. – 420 с. ISBN 978-57046-1793-8.
2. Тошинский, И.Г. Беседы о ядерной энергетике. Физика реакторов и технологий модульных быстрых реакторов с теплоносителем свинец-висмут: для начинающих и не только. / И.Г. Тошинский. – М. : РГ-Пресс, 2019. – 480 с.
3. Баклушин, Р.П. Эксплуатационные режимы АЭС: учеб. пособие / Р.П. Баклушин. – 2-е изд. перераб. и доп. – М. : Изд. Дом МЭИ, 2012. – 532 с. ISBN 978-5-383-00641-2.
4. Владимиров, В.И. Физика ядерных реакторов: Практические задачи по их эксплуатации. Изд. стереотип. – М. – Книжный дом «ЛИБРОКОМ», 2015. – 480 с. ISBN 978-5-397-04741-8.
5. Конструкционные и функциональные материалы ядерных энергетических установок: учеб. пособие. / И.И. Чернов [и др.]. – Минск. – Вышэйшая школа. – 2021. – 239 с. ISBN 978-985-06-3320-0.
6. Новиков, Г.А. Обеспечение безопасности в области использования атомной энергии: учебник / Г.А. Новиков, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин ; под общей редакцией профессора, доктора технических наук Г.А. Новикова ; Министерство образования и науки Российской Федерации, Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина. – Екатеринбург : Издательство Уральского университета, 2017. – Серия «Учебник УрФУ». – 552 с. - ISBN 978-5-7996-2125-4. <http://elar.urfu.ru/handle/10995/54035>.
7. Ядерные реакторы с водой сверхкритического давления (основы теплового расчета): учеб пособие для ВУЗов /В.И. Деев [и др.]; под общей редакцией В.И. Деева. – 2 изд. – М. : изд-во Юрайт, 2018. – 156с. (серия: Университеты России).

*Дополнительная*

1. Глесстон, С. Основы теории ядерных реакторов / С. Глесстон, М. Эдлунд. – М. : Изд-во Иностранной литературы, 1954. – 458 с.
2. Ганев, И. Х. Физика и расчет реактора / И. Х. Ганев. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 496 с.
3. Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, В. Д. Байбаков, М. С. Алхутов. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. Изд 2-е., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989.- 512 с.
4. Усынин, Г.Б Реакторы на быстрых нейтронах: учеб. пособие для ВУЗов / Г.В. Усынин, Е.В. Кусмарцев; под ред. Ф.М. Митенкова. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 288с.
5. Шихов, С.Б. Теория ядерных реакторов: учебник для ВУЗов в 2-х томах /С.Б. Шихов, В.Б Троянский. М. : Энергоатомиздат, 1983. - 368с.
6. Халимончук, В.А. Динамика реакторов с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. – К. : Основа, 2008. – 228с. ISBN 966-02-41-49.
7. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта /Андрушечко С.А., Афров А.М., Васильев Б.Ю., Генералов В.Н., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Украинцев В.Ф. М.: Логос. - 2010. – 604 с. ISBN 97804-496-4.
8. Основные принципы безопасности атомных электростанций. Докл. Межд. Конс. Группы по ядерной безопасности. №75-INSAC-3. МАГАТЭ. – Вена, 1989. 75-INSAG-4. Культура безопасности. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. Серия изданий по безопасности. МАГАТЭ, Вена, 1991.
9. Глесстон, С. Основы теории ядерных реакторов / С. Глесстон, М. Эдлунд. – М. : Издательство Иностранной литературы, 1954. – 458 с.
- 10.Саркисов, А. А. Физические основы эксплуатации ядерных паропроизводящих установок / А. А. Саркисов, В. Н. Пучков. – М. : Энергоатомиздат, 1989. – 504 с.
- 11.Казанский, Ю. А., Матусевич Е.С. Экспериментальная физика реакторов / Ю. А. Казанский, Е. С. Матусевич. – М. : Энергоатомиздат, 1994. – 352 с.



**Формы контроля знаний**

| <b>№<br/>п / п</b> | <b>Форма</b>                                                         |
|--------------------|----------------------------------------------------------------------|
| 1.                 | Выборочный контроль на лекциях                                       |
| 2.                 | Проверка правильности расчетов, выполняемых на практических занятиях |
| 3.                 | Зачет                                                                |
| 4.                 | Экзамен                                                              |

**Примерный перечень тем практических работ**

1. Расчет критического положения компенсирующих стержней.
2. Расчет температурного поля наиболее энергонапряженного твэла реактора ВВЭР.
3. Расчет запаса до кризиса теплоотдачи в активной зоне реактора ВВЭР.
4. Расчет максимальной мощности дозы при работе в зонах повышенной  $\gamma$ -активности.
5. Расчет цены ядерного топлива реактора ВВЭР-1200 при работе в открытом топливном цикле.
6. Оценка себестоимости электроэнергии АЭС с реактором типа ВВЭР-1200.

**Наименования и виды методических средств**

| <b>№<br/>п / п</b> | <b>Наименование</b> | <b>Вид</b>               |
|--------------------|---------------------|--------------------------|
| 1                  | Презентации         | Электронный файл - *.ppt |



# ПРОТОКОЛ СОГЛАСОВАНИЯ УЧЕБНОЙ ПРОГРАММЫ С ДРУГИМИ ДИСЦИПЛИНАМИ СПЕЦИАЛЬНОСТИ

| Название дисциплины, с которой требуется согласование          | Название кафедры | Предложения об изменении содержания учебной программы изучаемой дисциплине | Решение, принятое кафедрой, разработавшей учебную программу (с указанием даты и номера протокола) |
|----------------------------------------------------------------|------------------|----------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Согласование с другими дисциплинами специальности не требуется |                  |                                                                            |                                                                                                   |