

УДК 621.039-027.31

СОВРЕМЕННЫЕ ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ

Богданович К.Д., студент

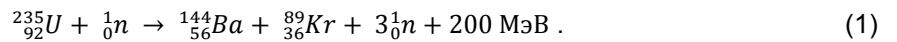
*Белорусский государственный университет информатики и радиоэлектроники
г. Минск, Республика Беларусь*

Солодухин И.А. – канд. физ.-мат. наук, доцент

Аннотация. Данная работа посвящена анализу физических принципов и развитию безопасности современных ядерных энергетических установок, которые фокусируются на переход от III Поколения к IV Поколению реакторов ядерного деления. Изучены ключевые технологические достижения, такие как пассивные системы безопасности и быстрое спаривание электронов.

Ключевые слова. Ядерная физика, реакторы IV Поколения, реакторы на быстрых нейтронах, термоядерный синтез, токамак КТМ, институт Сосны, пассивная безопасность, критерий Лоусона.

Фундаментом современной ядерной энергетики является индуцированное деление тяжёлых ядер, преимущественно Урана-235. Когда ядро ^{235}U поглощает тепловой нейтрон, оно становится критически нестабильным и расщепляется на два более лёгких фрагмента деления, высвобождая энергию связи и дополнительные нейтроны:



При поглощении нейтрона ядро переходит в возбуждённое состояние. Энергия связи присоединённого нейтрона передаётся нуклонам, вызывая интенсивные внутренние колебания. Общий энергетический выход одного акта деления составляет около 200 МэВ, что весьма много в масштабах микрочастиц. Но важно понимать, как именно распределяется энергия, так как это определяет конструкцию систем охлаждения реактора.

Среди выводимой энергии можно выделить несколько путей распределения ядерной энергии. Например, кинетическая энергия осколков деления бария, криптона и других атомных элементов, где выход энергии составляет приблизительно 167 МэВ. Именно они имеют большую массу и заряд, поэтому тормозятся в материале топлива на очень коротких расстояниях. Такая энергия преобразуется в тепло, разогревая тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) [6]. На оставшуюся энергию приходится энергия мгновенных нейтронов, энергия мгновенного гамма-излучения и энергия радиоактивного распада.

Для того чтобы поддерживать контролируруемую цепную реакцию, коэффициент разложения нейтронов k должен быть строго поддерживаться на значении $k = 1$. Математически это описывается формулой четырёх коэффициентов [1]:

$$k = \eta \epsilon p f, \quad (2)$$

где η – коэффициент выхода нейтронов на одно поглощение, ϵ – коэффициент размножения на быстрых нейтронах, p – вероятность избежать резонансного захвата, а f – коэффициент использования тепловых нейтронов.

Математически управление реактором было бы невозможно, если бы все нейтроны вылетали в момент деления. Поскольку время жизни мгновенного деления составляет доли миллисекунды, человек или механизм не успели бы среагировать на малейшее отклонение k от единицы. Несмотря на такой опасный нюанс, стабильность обеспечивается запаздывающими нейтронами — нейтронами, которые испускаются продуктами деления спустя некоторое время в диапазоне от долей секунды до минуты. Это создаёт инерцию цепной реакции, позволяя плавно регулировать мощность с помощью стержней-поглотителей, содержащие бор или кадмий.

Оптимизация данных коэффициентов в современных энергетических установках неразрывно связана с понятием внутренней самозащищённости. В реакторах предыдущих поколений управление нейтронными потоками требовало активного вмешательства оператора или механизма. Однако в установках III+ Поколения и проектируемых системах IV Поколения физика активной зоны рассчитывается таким образом, чтобы при любом отклонении от нормы параметров коэффициент размножения k естественным образом стремился к значениям меньше единицы. Это достигается за счёт отрицательного температурного коэффициента реактивности и использования инновационных технологий. В наше время глобальный ядерный сектор стремится перейти от реакторов II/III Поколения к III и IV Поколению, так как современные физические модели позволяют с высокой точностью предсказывать поведение нуклидов в долгосрочной перспективе, что закладывает фундамент для создания замкнутого топливного цикла.

Переход от II Поколения к III Поколению, а также к усовершенствованному III+ Поколению, был продиктован необходимостью минимизировать последствия даже самых маловероятных аварий. Основным физическим принципом здесь стала детерминистическая безопасность — состояние, при котором тяжелая авария предотвращается не действиями персонала, а внутренней архитектурной установки. Если вспомнить формулу четырёх коэффициентов, то она тесно связана с обеспечением отрицательной обратной связи. Например, при росте температуры ядра ^{235}U начинают интенсивнее поглощать нейтроны в резонансной области энергий. Это приводит к мгновенному снижению реактивности — величины, определяющей отклонение цепной реакции деления от стационарного состояния — без внешнего вмешательства.

Если говорить про III Поколение, то такие реакторы опираются на системы пассивной безопасности. С точки зрения физики, они используют гравитацию, естественную циркуляцию и сжатый газ, чтобы охладить ядро реактора в случае полного отключения электричества, отводя остаточное тепло, определяемое формулой Уэя-Вигнера [1]:

$$P(t) = 6.48 * 10^{-3} * P_0 * [t^{-0.2} - (t + T_0)^{-0.2}], \quad (3)$$

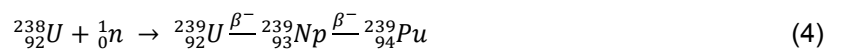
где $P(t)$ — мощность остаточного тепловыделения в момент времени t после остановки реактора, P_0 — тепловая мощность реактора до его остановки, T_0 — время работы реактора на мощности P_0 , t — время, прошедшее с момента остановки реактора.

Система пассивного отвода тепла представляет собой установленные над герметической оболочкой теплообменники. При потере электроснабжения естественная циркуляция воздуха или воды через эти теплообменники позволяет охлаждать активную зону на неограниченное время. Не обходят стороной и гидроаккумуляторы — ёмкости с раствором борной кислоты под давлением азота. Если давление в первом контуре падает ниже критического, борированная вода автоматически подаётся быстрой струей в реактор, охлаждая топливо и останавливая цепную реакцию.

Реакторы III+ Поколения, в отличие от III Поколения, ключевым и самым важным дополнением в безопасность системы стала ловушка расплава — специальная конусообразная чаша под корпусом реактора, заполненная жертвенным материалом, таких как смесь оксидов железа и алюминия. В случае гипотетического проплавления корпуса, ловушка принимает расплав топлива, перемешивает его с материалом-наполнителем для снижения удельного тепловыделения и распределяет его так, чтобы не допустить повторного возникновения критической ситуации [5]. Таким образом здание реактора защищено двойной защитной оболочкой. С одной стороны, внутренняя стальная оболочка обеспечивает герметичность, а с другой стороны, внешняя железобетонная оболочка способна выдержать внешние воздействия огромнейших сил, таких как падение коммерческого авиалайнера или ударную волну при техногенном взрыве поблизости.

Стоит учесть, что установки этого поколения продемонстрировали ряд усовершенствований в эффективности эксплуатации. Среди них можно выделить повышенный срок службы: с 30-40 лет до 60-80 лет в сравнении с предыдущими поколениями. Помимо этого, коэффициент использования установленной мощности достигает 90-92% благодаря оптимизации периодов перегрузки топлива, а использование инновационных топливных циклов позволяет извлекать из того же объёма урана значительно больше энергии, стремительно снижающее удельное количество радиоактивных отходов на киловатт-час.

Что касается реакторов IV Поколения, то они представляют собой смену парадигмы. Они работают на более высоких температурах, до тысячи градусов Цельсия, значительно увеличивая термодинамический коэффициент полезного действия цикла Карно. Если сравнивать реакторы предыдущего поколения, то ключевой технологией являются реакторы на быстрых нейтронах. В отличие от тепловых реакторов, реакторы на быстрых нейтронах не используют замедлитель. В них нет ни воды, ни графита. Нейтроны сохраняют колоссальную энергию, примерно 2 МэВ, полученную при делении. Но самое главное, что может представить IV поколение ядерных реакторов, — это воспроизводство. Они используют быстрые нейтроны для поддержания цепной реакции и могут воспроизводить больше делящегося материала, чем потребляют. Такой пример можно привести с превращением неделящегося изотопа ^{238}U в делящийся ^{239}Pu [3]:



Это таким образом позволяет увеличить энергетический потенциал природного урана в 75-90 раз, заранее решая проблему нехватки топлива на тысячелетия вперёд. Реакторы IV Поколения проектируются для работы при сверхвысоких температурах: 500-1000°C. Если вспомнить второй закон термодинамики, то термический коэффициент полезного действия цикла ограничен температурой нагревателя и холодильника:

$$\eta = 1 - \frac{T_{\text{H}}}{T_{\text{X}}}, \quad (5)$$

где η – коэффициент полезного действия (КПД), T_n – температура нагревателя, а T_x – температура холодильника.

Повышение температуры теплоносителя позволяет поднять КПД до 45-50% в сравнении с предыдущими поколениями. Такой ход делает атомную энергетику конкурентоспособной не только в производстве электричества, но и в высокотемпературной химии для, например, промышленного производства водорода.

IV Поколение атомных электростанций внедряет технологию трансмутации, где быстрые нейтроны способны аннигилировать наиболее опасные долгоживущие изотопы из отработанного топлива старых реакторов. В результате вместо хранения отходов в течение 100 000 лет, их радиоактивность падает до уровня природной руды за 300 лет, делая ядерную энергетику более экологически чистой и перспективной. Более того, такое поколение реакторов стремится к модульности. Если предыдущие поколения были ориентированы на гигантские стройки на десятилетия, то для данного поколения предлагается концепция малых модульных реакторов, которые можно собрать на заводе и доставить на место. Это снижает финансовые риски и увеличивает компактность, позволяя строить атомные электростанции в труднодоступных регионах [8]. Среди представителей IV Поколения наиболее яркие из них продемонстрированы в таблице 1.

Таблица 1 – Основные типы ядерных установок IV Поколения.

Тип реакторной установки	Теплоноситель	Спектр нейтронов	Температура на выходе, °C	Основное назначение и преимущества
Натриевый быстрый реактор (SFR)	Жидкий натрий	Быстрый	500-550	Замыкание топливного цикла, воспроизводство плутония, высокая теплопроводность
Свинцовый быстрый реактор (LFR)	Жидкий свинец	Быстрый	480-800	Естественная безопасность, радиационная защита, трансмутация отходов
Сверхвысокотемпературный газовый реактор (VHTR)	Гелий	Тепловой	700-1000	Производство водорода, высокотемпературное тепло для промышленности, высокий КПД
Жидкосолевой реактор (MSR)	Расплав солей	Тепловой / Быстрый	700-800	Топливо в растворе, отсутствие рисков воспламенения ТВЭЛов, онлайн-очистка от продуктов деления
Реактор на сверхкритической воде (SCWR)	Вода в сверхкритическом состоянии	Тепловой / Быстрый	510-625	Упрощенная конструкция, очень высокий термодинамический КПД
Газоохлаждаемый реактор (GFR)	Гелий	Быстрый	850	Сочетание преимуществ быстрого спектра и высокотемпературного газа

Необходимо учесть, что работа при температуре свыше 700°C требует создания новых жаропрочных сплавов и керамики, способных сохранять прочность под интенсивным нейтронным облучением. Использование свинца вместо натрия в свинцовом быстром реакторе повышает безопасность, поскольку свинец химически пассивен при контакте с воздухом, но при этом создаёт проблему коррозии стали, требующую ювелирного контроля содержания кислорода в контуре.

В качестве примера ядерной установки IV Поколения рассмотрим реактор на быстрых нейтронах, представленный на рисунке 1.

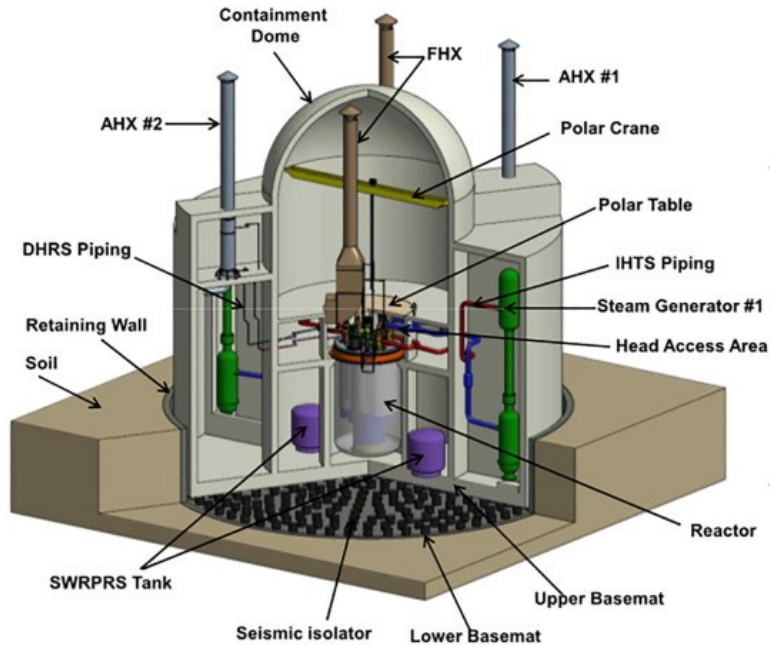


Рисунок 1 – Схема конструкции реактора на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением.

Ниже представлено описание компонентов данного реактора.

Реактор (Reactor) — центральный узел, содержащий активную зону. Если сравнивать тепловые реакторы, то здесь отсутствует замедлитель, позволяющий использовать энергию быстрых нейтронов для поддержки цепной реакции.

Система натриевого охлаждения (IHTS Piping) — установка, использующая жидкий натрий в качестве охладителя. Сам натрий обладает высокой теплопроводностью и позволяет работать при высоких температурах без создания избыточного давления, что повышает КПД цикла Карно.

Парогенератор (Steam Generator) — узел, где тепло от натриевого контура передаётся воде второго контура для образования пара, вращающего турбину.

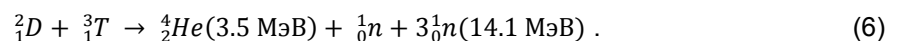
Защитный купол (Containment Dome) — герметичный купол, предназначенный для удержания радиоактивных веществ внутри установки даже в случае аварии.

Системы пассивной безопасности (DHRS Piping, Fast Heat Exchanger (FHX), Air Heat Exchanger (AHX)) — трубопроводы и теплообменники системы пассивного отвода тепла. Они опираются на законы физики, такие как естественная циркуляция, позволяя охлаждать активную зону без участия насосов и электричества.

Сейсмические изоляторы (Seismic Isolator) — специальные опоры под фундаментной плитой (Upper Basemat, Lower Basemat), защищающие конструкцию реактора от разрушений при землетрясениях.

В активной зоне происходит деление тяжелых ядер быстрыми нейтронами. Параллельно с выделением энергии происходит трансмутация. Жидкий натрий циркулирует через реактор, поглощая энергию деления. Далее через систему трубопроводов FHX и AHX, которые через естественную конвекцию отводят остаточное тепловыделение во внешнюю среду. Доступ к верхней части активной зоны осуществляется через зону обслуживания (Head Access Area) с помощью (Polar Crane), и это позволяет проводить перегрузку топлива и техническое обслуживание.

Если деление расщепляет тяжёлые атомы, термоядерный синтез вынужденно объединяет лёгкие ядра. Наиболее перспективной реакцией для генерации энергии является синтез дейтерия и трития:



Чтобы термоядерный реактор производил только чистую энергию, плазма должна удовлетворять критерию Лоусона. Он предписывает, что произведение плотности плазмы n на время удержания энергии τ должно превышать определённый порог при заданной температуре T [7]:

$$n\tau \geq \frac{12k_B T}{\langle \sigma v \rangle E_f} , \quad (7)$$

где n — плотность плазмы, τ — время удержания энергии, T — температура плазмы, $\langle \sigma v \rangle$ — скорость реакции, где σ — вероятность синтеза, а v — относительная скорость частиц; а E_f — выход энергии.

Достижение этих условий требует удержания плазмы при температуре 150 миллионов градусов Цельсия с помощью мощных магнитных полей, также известные как токамаки. Критической проблемой современной физики является поиск таких материалов, которые способны выдержать интенсивную нейтронную бомбардировку энергией в 14.1 МэВ. Для этого в Казахстане, в городе Курчатов, была построена специализированная установка Казахстанский Токамак Материаловедческий (КТМ). Он обладает рядом конструкционных преимуществ, выделяющих её на фоне других установок. Среди них является подвижное приемное устройство, позволяющее оперативно заменять образцы испытываемых материалов без разгерметизации вакуумной камеры. Результаты исследований, полученные на КТМ, напрямую используются при проектировании международного экспериментального термоядерного реактора (ITER), выступая для него жизненно важной платформой. Напоследок, вакуумная система обеспечивает чистоту плазмы, необходимую для точного анализа взаимодействия ионов дейтерия с поверхностью твердых тел. КТМ позволяет физикам тестировать радиационную стойкость материалов первой стенки при тепловых нагрузках до 20 МВт/м², выступая жизненно важной платформой для ITER [2].

Безопасное внедрение передовых ядерных технологий требует развитой научной инфраструктуры. В Республике Беларусь такую роль выполняет Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – “Сосны” в Минске. Данный институт был основан ещё в советское время, ранее известный разработкой мобильных АЭС “Памир”, но в наше время он фокусируется на ряде направлений и экспериментов, занимаясь усовершенствованием безопасности реакторов и исследованием поведения нуклидов. К ним можно отнести научное сопровождение БелАЭС, где проводятся расчёты безопасности, нейтронно-физическое моделирование и анализ радиационной защиты для реакторов ВВЭР-1200 [4]. Одним из ключевых факторов исследований является радиоэкология, в которой изучаются пути миграции радионуклидов и разрабатываются матрицы для безопасной иммобилизации радиоактивных отходов.

Заключение. Современная атомная энергетика демонстрирует качественный скачок в области безопасности, реализуемый через внедрение систем пассивного отвода тепла и концепцию внутренней самозащищенности активной зоны. Будущее ядерной физики связано с внедрением реакторов IV Поколения с освоением реакторов на быстрых нейтронах, с замкнутым топливным циклом и коммерциализацией термоядерного синтеза. Достижение этих целей требует международного научно-технического сотрудничества, примером которого являются испытания на КТМ в Казахстане, работы сильных национальных научных центров, таких как институт “Сосны” в Беларуси, и много времени и терпения, так как внедрить все эти технологии будет возможно лишь спустя десятилетия, если не позже. Но именно таким образом интеграция этих достижений обеспечит создание надежной, экологичной и едва ли неисчерпаемой энергетической базы для всего человечества.

Список использованных источников:

1. Ламарш Дж. Р., Баратта Э. Дж. Введение в ядерную инженерию (2001, 3-е издание), С. 275-282, 340-345.
2. Скаков М. К. и др. Казахстанский токамак материаловедческий: статус и перспективы (2015) // *Nuclear Fusion*, Volume 55, Number 10, P. 3-5.
3. Пиоро И. Л. Справочник по ядерным реакторам IV Поколения (2016) // P. 35-62, 341-370.
4. Михалевич А. А. и др. Научно-техническое сопровождение развития ядерной энергетики в Республике Беларусь (2021) // *Евразийский физический журнал*, С.145-155.
5. Асмолов В. Г. Инновационные проекты АЭС с реакторами ВВЭР: от поколения III к поколению III+ // *Атомная энергия* (2017). — Т. 123, №6. С. 303-311.
6. Кириллов П. Л. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках: учебник для вузов // Изд-во МГТУ им. Н. Э. Баумана (2010) — С. 120-135.
7. Ондар Ш. С. Основы управляемого термоядерного синтеза и физика плазмы // НИЯУ МИФИ (2012), С. 45-58.
8. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ). Технологии ядерных реакторов малой и средней мощности для ближайшего будущего // TECDOC-1485 (2016), 180 p.

UDC 621.039-027.31

MODERN NUCLEAR POWER PLANTS

Bogdanovich K.D., student

*Belarusian State University of Informatics and Radioelectronics
Minsk, Republic of Belarus*

Saladukhin I.A. – PhD in Physics and Mathematics, Associate Professor

Annotation. This work is devoted to physical principles analysis and security development of the modern nuclear power plants that focus on transition from III Generation to IV Generation nuclear fission reactors. Key technological achievements are studied, such as passive security systems and fast pairing of electrons.

Keywords. Nuclear physics, IV Generation reactors, fast neutron reactor, thermonuclear fusion, tokamak KTM, Sosny institute, passive security, Lawson criterion.