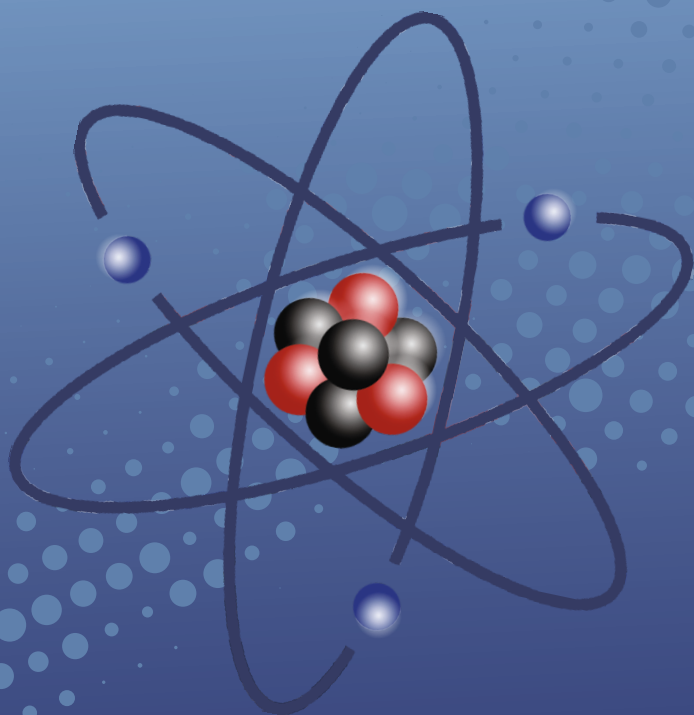


А. И. Киевицкая

**СОВРЕМЕННАЯ АТОМНАЯ
ЭНЕРГЕТИКА И ИННОВАЦИОННЫЕ
ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ**





Учреждение образования
«Международный государственный
экологический институт имени А. Д. Сахарова»
Белорусского государственного университета
Факультет мониторинга окружающей среды
Кафедра ядерной и радиационной безопасности

А. И. Киевицкая

СОВРЕМЕННАЯ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ИННОВАЦИОННЫЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

Пособие

Минск
ИВЦ Минфина
2022

УДК 621.039(075.8)
ББК 31.4я73
К38

*Рекомендовано к изданию научно-методическим советом
МГЭИ им. А. Д. Сахарова БГУ*

Рецензенты:

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

кандидат физико-математических наук, доцент, заведующий кафедрой ядерной и радиационной безопасности МГЭИ им. А. Д. Сахарова БГУ
Н. А. Савастенко

Киевицкая, А. И.

К38 Современная атомная энергетика и инновационные ядерные установки : пособие / А. И. Киевицкая. – Минск : ИВЦ Минфина, 2022. – 92 с.
ISBN 978-985-880-253-0

В пособии освещается современное состояние атомной энергетики, этапы ее развития в странах дальнего и ближнего зарубежья, а также в Республике Беларусь. Прослеживается история создания ядерных реакторов I–IV поколений. Обсуждаются проблемы инновационных проектов ядерных установок (термоядерные и гибридные реакторы; подкритические системы, управляемые ускорителями). Анализируются исследования и разработки в обосновании проектов подкритических систем, управляемых ускорителями (ADS).

Предназначается студентам, обучающимся по специальностям 1-100 01 01 Ядерная и радиационная безопасность, 1-31 04 05 Медицинская физика, а также тем, кто интересуется развитием ядерной энергетики.

**УДК 621.039(075.8)
ББК 31.4я73**

ISBN 978-985-880-253-0

© Киевицкая А. И., 2022
© МГЭИ им. А. Д. Сахарова БГУ, 2022

СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие	5
Введение	6
Глава 1. Современное состояние атомной энергетики	7
1.1. Перспективные проекты.....	10
1.2. Международные проекты ЯЭУ.....	13
Глава 2. Этапы развития атомной энергетики.....	18
2.1. История создания ядерных реакторов	20
2.2. Обзор проектов АЭС поколения IV	26
Глава 3. Синэнергетические системы – инновационные проекты ядерных установок.....	32
3.1. Термоядерные реакторы.....	32
3.2. Подкритические системы, управляемые ускорителями.....	41
3.3. Мезокаталитический гибридный реактор.....	45
3.4. Исследования и разработки в обоснование проектов ADS.....	49
Рекомендуемая литература	89

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

ИТЕР – Международный экспериментальный термоядерный реактор

IGNITOR – проект установки для термоядерного синтеза

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии

ЯЭ – ядерная энергетика

ЯЭУ – ядерно-энергетическая установка

ЯТЦ – ядерный топливный цикл

БН – реактор на быстрых нейтронах

ИТЕР (ITER) – международный термоядерный реактор (International ThEmonuclear Reactor)

ADS – Accelerator Driven System – Подкритическая система, управляемая внешним источником

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо

НИОКР – научно-исследовательские опытно-конструкторские работы

НИКИЭТ имени Н. А. Доллежала – Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н. А. Доллежала»

Предисловие

По технико-экономическим показателям атомная энергетика не должна уступать лучшим источникам энергии на углеводородном топливе, а это требует разработки приемлемых в техническом, социальном и политическом аспектах способов обращения с радиоактивными отходами, образующимися на всех этапах ядерного топливного цикла в различных химических и физических формах.

Развитие атомной энергетики возможно только на инновационной технологической основе, которая будет включать:

- новые типы реакторов на тепловых нейтронах в широком диапазоне мощностей с гибким топливным циклом для различных потребителей;
- реакторы на быстрых нейтронах для базового производства энергии, воспроизводства топлива, замыкания топливного цикла по U, Pu и МА;
- жидкосололевые реакторы для снижения радиоактивности атомной энергетики суммарной мощностью;
- гибридные системы расщепление–деление и синтез–деление для повышения темпов вовлечения урана-238 и тория-232 в топливный цикл, трансмутации минорных актинидов.

Кроме того, рекомендуется использовать сведения на следующих постоянно обновляющихся сайтах:

- <http://iaea.org/>
- <http://rosatom.ru/>
- <http://dbserv.jinr.ru/> – сайт Объединенного института ядерных исследований, г. Дубна, Российская Федерация;
- <http://www.nndc.bnl.gov/> – сайт данных National Nuclear Data Center Brookhaven National laboratory, США;
- <http://pdg.lbl.gov/> – сайт данных по элементарным частицам (PDG – Particle Data Group – неформальное объединение специалистов многих стран);
- <http://physics.nist.gov/cuu/Constants/index.html> – сайт Национального института стандартов и технологии США (National Institute of Standards and Technology, NIST), основанного в 1901 г. как лаборатория физических стандартов.

Данное пособие предназначено для проведения занятий по дисциплине «Физика ядра и ионизирующего излучения», «Ядерный топливный цикл» для студентов специальности 1-100 01 01 «Ядерная и радиационная безопасность» и 1-31 04 05 «Медицинская физика», а также для организации самостоятельной работы. Пособие посвящено обзору современного состояния атомной энергетики с точки зрения разработки перспективных технологий для решения основных проблем:

- безопасность ЯЭУ и установок ядерного топливного цикла;
- экологические проблемы, включая долгоживущие радиоактивные отходы и отработавшее ядерное топливо;
- расширение топливной базы атомной энергетики.

Введение

Развитие человечества во многом определяется возможностями получения и использования энергии. Цивилизация на Земле началась с того момента, когда человек научился добывать огонь. Изобретение водяного колеса, паруса позволило освоить природные источники энергии мощностью от 0,5 до 5 кВт. Появление паровых машин ознаменовало начало промышленной эры. Освоение электрической энергии резко ускорило процессы научно-технического развития. Мощности современных паровых машин тепловых и атомных станций достигают 1 млн кВт и более. Человек всегда старается получить как можно больше энергии, чтобы расширить свои физические возможности, повысить безопасность и качество жизни.

Таким образом, основой жизни цивилизации является колоссальное энергетическое производство. Так, в развитых странах потребление топлива совершило скачок от порядка 1 т у.т. на человека в год до 5–8 т у.т. и выше. Однако энергопроизводство – это основной источник загрязнения атмосферы, а выбросы углекислого газа (от сжигания органического топлива) привели к «парниковому» эффекту на земном шаре. Известны четыре практически неисчерпаемых источника получения энергии, не требующие сжигания органического топлива:

- ядерная энергия,
- энергия Солнца,
- энергия ветра,
- энергия термоядерного синтеза.

Низкая плотность солнечной радиации на поверхности Земли и технологическое несовершенство солнечных преобразователей ограничивают возможности ее использования на современном этапе.

Как известно, при синтезе 1 г изотопов водорода выделилась бы энергия, эквивалентная сгоранию 10 т бензина. Проще всего осуществить синтез между тяжелыми изотопами водорода дейтерием и тритием. При этом образуются ядро гелия-4 и нейтрон. В отличие от трития, дейтерий имеется в огромных количествах в морской воде. Но его можно получать искусственно, облучая литий в ядерных реакторах. Для осуществления реакции синтеза D и T необходимо нагреть вещество до температуры порядка 100 млн °C.

Сейчас ведутся научно-исследовательские работы в обоснование строительства международного экспериментального термоядерного реактора ИТЕР во Франции (Кадараш) с участием Евросоюза, Индии, Китая, Кореи, России, США, Японии. Задача ИТЭР заключается в демонстрации возможности коммерческого использования термоядерного реактора и ре-

шении физических и технологических проблем, которые могут встретиться на этом пути. Также прорабатывается концепция нового итальянско-российского проекта термоядерного реактора IGNITOR. Однако использование термоядерной энергии в ближайшем будущем маловероятно.

В настоящее время ядерная энергетика является реальным и эффективным неуглеводородным источником. Причинами, обуславливающими развитие атомной энергетики, являются: а) рост потребности в энергии, б) энергетическая независимость, в) истощение углеводородных природных ресурсов, с) климатические изменения.

Согласно прогнозу МАГАТЭ, к 2030 г. в мире могут быть построены от 90 до 350 энергоблоков. Таким образом, атомная энергетика является динамично развивающейся отраслью мировой экономики.

Глава 1. Современное состояние атомной энергетики

Стабильное энергетическое развитие (решение проблем энергетической безопасности) в глобальном масштабе с учетом интересов развивающихся государств (Китай, Индии, Бразилии, Аргентины и др.) невозможно без использования атомной энергетики. Весьма важно, что при этом должны учитываться не только энергетические проблемы, но и необходимость решения задач здравоохранения, обеспечения водой и продовольствием, развитие науки, техники и промышленности [1; 2]. Ключевые вопросы будущего развития атомной энергетики, такие, как безопасность АЭС и установок ядерного топливного цикла (ЯТЦ), экологические проблемы, в том числе связанные с захоронением радиоактивных отходов и использованием отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), имеют, в принципе, реальную техническую основу для их осуществления. Решение этих задач в основном связано с проблемой привлечения финансов, материальных и человеческих (интеллектуальных) ресурсов.

В начале XXI в. по предложению президента Российской Федерации В. В. Путина на Саммите тысячелетия ООН был выдвинут ряд важнейших инициатив по реализации международной кооперации в области развития ядерных технологий как основы стабильного энергетического развития человечества. США поддержали инициативу В. В. Путина, что привело к организации Международного форума (GIF) по разработке инновационных АЭС нового поколения (поколение IV) и их ядерного топливного цикла [3]. Единственной ключевой проблемой дальнейшего развития атомной энергетики, решение которой неясно даже в принципе, является вопрос нераспространения ядерного оружия (Nonproliferation and Security).

Эта сложнейшая технико-политическая проблема имеет три составляющих, каждая из которых требует своего решения: контроль и учет дефилирующих материалов (контрольная функция МАГАТЭ); технические и инженерные барьеры на пути распространения; институциональные меры (международные соглашения, конвенции и т. п.). Практически любые шаги в развитии технологии ЯТЦ можно рассматривать как шаги в направлении потенциальной возможности развития немирного использования ядерных технологий. В этой связи на первый план выдвинулась проблема обеспечения энергетического развития без распространения технологии ядерного топливного цикла (прежде всего, без производства высокообогащенного урана, переработки ОЯТ и использования плутония в выделенном виде).

В 2003 г. по инициативе МАГАТЭ группа экспертов из ведущих стран в области ядерной энергетики подготовила специальный анализ и опубликовала аналитический доклад «Многосторонние подходы к ЯТЦ» INFCIRC/640. Был также опубликован доклад Всемирной ядерной ассоциации «Обеспечение гарантий поставок в международном ядерном топливном цикле» и выдвинуты инициативы ряда стран в этой области (США, Россия, Япония, Германия и др.). Основные три инициативы наиболее полно и всесторонне отражают главные проблемы развития полномасштабной ядерной энергетики будущего: создание международных центров ЯТЦ по обогащению и переработке ОЯТ (Россия); создание международных банков ядерного топлива для гарантированного доступа новых государств к продуктам и услугам ЯТЦ (Россия, Германия, Всемирная ядерная ассоциация и др.); GNEP (Global Nuclear Energy Partnership) – Глобальное ядерное партнерство в области ядерной энергетики, выдвинутое США и поддержанное как международный проект более чем 20 странами.

Развитие будущей полномасштабной ЯЭ энергетики невозможно без решения задачи создания коммерческих АЭС с реакторами-размножителями, работающими в замкнутом ядерном топливном цикле (ЯТЦ) [4]. Подтверждением этого является и тот факт, что среди шести отобранных типов ядерных энергетических установок будущего (в рамках международного проекта GIF) – три типа реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением (с легким жидкометаллическим теплоносителем (натрием), с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (свинец или сплав свинец-висмут)) и один – с газовым теплоносителем (гелий). Разработка реакторов-размножителей (как в уран-плутониевом топливном цикле с быстрыми реакторами, так и в ториевом цикле с реакторами на тепловых нейтронах) ведется уже более 60 лет [5; 6]. В 1968 г. в США (Окриджская национальная лаборатория) был пущен и проработал семь лет ториевый реактор на расплавленных слоях (MSBR) с коэффициентом воспроизводства (KB) 1,06 [7]. В таблице приводится перечень

быстрых реакторов, демонстрационных реакторов или реакторов – прототипов и коммерческих реакторов.

Таблица

Экспериментальные быстрые реакторы, демонстрационные реакторы или реакторы-прототипы, коммерческие реакторы

Мощность:	МВт (эл.)	МВт (тепл.)	Эксплуатация, годы
США			
EBR 1	0.2	1.4	1951 – 63
EBR II (E)	20	62.5	1963 – 94
Fermi 1 (E)	66	200	1963 – 72
SEFOR		20	1969 – 72
Fast Flux Test Facility (E)		400	1980 – 93
Великобритания			
Dounreay FR (E)	15	60	1959 – 77
Prototype FR (D)	270	650	1974 – 94
Франция			
Rapsodie (E)		40	1966 – 82
Phenix* (D)	250	563	1973 – 2009
Superphenix (C)	1240	3000	1985 – 98
Германия			
KNK 2 (E)	21	58	1977 – 91
Индия			
FBTR (E)		40	1985–

Экспериментальные исследования на первом в мире полупромышленном реакторе на быстрых нейтронах БН-350 (Казахстан, СССР) показали возможность достижения коэффициента воспроизводства $K_B = 1,3$ в плутониевом цикле, а на базе французского реактора на быстрых нейтронах был продемонстрирован в промышленном масштабе замкнутый ЯТЦ с многократной переработкой топлива и коэффициентом воспроизводства $K_B = 1,20-1,30$. С 1980 г. надежно работает Белоярская АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-600, а энергопуск реактора БН-800 завершился 9 февраля 2016 г. после выполнения всех предусмотренных программой испытаний. Но все реакторы типа БН до сих пор работают в режиме уранового конвертера.

Несмотря на имеющийся опыт, на сегодняшний день не существует единой концепции (и ее демонстрации) коммерческого быстрого энергетического реактора в замкнутом ЯТЦ для будущей ядерной энергетики.

1.1. Перспективные проекты

В Российской Федерации к наиболее перспективным разработкам относится проект реактора БРЕСТ – реактор на быстрых нейтронах с контурной схемой отвода тепла к турбине и закритическими параметрами пара [<http://www.atom.info.ru>]. Он реализуется в виде демонстрационного комплекса, состоящего из заводов переработки ОЯТ и фабрикации топлива в замкнутом топливном цикле, а также экспериментального реактора БРЕСТ-ОД-300. Проект разрабатывался с конца 80-х годов в рамках специального конкурса, объявленного Государственным комитетом по науке и технологиям Советского союза. Главным конструктор реакторной установки – НИКИЭТ имени Н. А. Доллежала. Первоначально проектировалась установка БРЕСТ, обеспечивавшая в составе энергоблока электрическую мощность 300 МВт, позже возник и проект с мощностью энергоблока 1200 МВт. На данный момент разработчики сосредоточили свои усилия на менее мощном БРЕСТ-ОД-300 («опытный демонстрационный») в связи с необходимостью отработки большого количества новых в этой области конструктивных решений и планами их опробования на относительно небольшом и менее дорогом в реализации проекте. Кроме того, выбранная мощность 300 МВт (эл.) и 700 МВт (тепл.) является минимально необходимой для получения коэффициента воспроизводства топлива в активной зоне, равного единице.

Реактор на быстрых нейтронах БРЕСТ является частью проекта Прорыв, консолидирующего проекты по разработке реакторов большой мощности на быстрых нейтронах, технологий замкнутого ядерного топливного цикла, а также новых видов топлива и материалов и ориентированный на достижение нового качества ядерной энергетики.

В рамках проекта «Прорыв» на площадке Сибирского химического комбината (СХК в г. Северске, Томская обл.) будет возведен опытно-демонстрационный энергетический комплекс (ОДЭК), в составе которого: энергоблок с реактором БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым жидкометаллическим теплоносителем и новым нитридным уран-плутониевым топливом, пристанционный завод с модулями по переработке облученного и изготовлению нового ядерного топлива. В 2019 г. на территории Сибирского химического комбината началось строительство вспомогательных объектов, в частности пристанционных заводов производства топлива и переработки ОЯТ для демонстрации замыкания топливного цикла.

Проект «Прорыв» предусматривает три очереди. Первая – строительство модуля фабрикации и пускового комплекса рефабрикации плотного

смешанного уран-плутониевого топлива для реакторов на быстрых нейтронах (МФР). Вторая – строительство реактора «БРЕСТ-300». Третья – строительство модуля переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов на быстрых нейтронах. Строительство первой очереди проекта началось в 2015 г. Полностью проект «Прорыв» должен заработать к 2026 г. Очень важное свойство новой станции – ее безопасность.

Площадка из этих трёх объектов станет своеобразной «витриной» и «полигоном», не имеющих в мире аналогов технологий замкнутого цикла использования ядерного топлива. Этот опыт «Ростатом» рассчитывает тиражировать для всех заинтересованных стран. Облученное в процессе работы реактора ядерное топливо после предварительной переработки будет отправляться для повторного изготовления свежего топлива и со временем комплекс станет практически автономным и не зависящим от внешних поставок энергоресурсов. Тем самым отпадет необходимость в добыче урана для нужд таких реакторов, а атомная энергетика станет очень и очень выгодной отраслью и, главное – почти безотходной и сверхбезопасной для экологии и человека. *Переработка ядерного топлива бесконечное количество раз позволит расширить ресурсную базу атомной энергетики. При этом для будущих поколений снимется проблема накопления отработавшего ядерного топлива. Успешная реализация этого проекта позволит создать ядерную технологию, полностью отвечающую принципам устойчивого развития, то есть экологичность, доступность, надежность и эффективность использования природных ресурсов.*

Согласно плану, реактор БРЕСТ-ОД-300 должен начать работу в 2026 г. К 2023 г. планируется освоить производственный комплекс по выпуску топлива, а к 2024 г. предполагается начать сооружение модуля переработки облученного топлива. На его строительство будет потрачено не менее \$1 млрд. Стоимость кластера вокруг БРЕСТ-ОД-300 пока неизвестна.

США

Похожий проект реактора на быстрых нейтронах начинает реализовывать компания Билла Гейтса с 2021 г. В конце прошлого года Министерство энергетики США выделило компании TerraPower \$80 млн первоначального финансирования для демонстрации технологии Sodium. Натрий в названии демонстратора означает, что теплоносителем в реакторе будет расплавленный натрий, что несет как преимущества, так и недостатки. Например, такой теплоноситель никогда не выкипит, но он также начинает активную реакцию при контакте с водой, что несет свои риски во время возможных утечек. По расчетам самой TerraPower, на строительство демонстратора потребуется около \$1 млрд. Американский реактор мощностью 345 МВт должен быть принят в эксплуатацию в 2027 г. Деньги на проект будут выдаваться в зависимости от установленных Конгрессом США статей расхода в последующие годы. Проект подразумевает создание реактора мощностью на

быстрых нейтронах 345 МВт с натриевым теплоносителем и накопителем энергии на основе расплавов солей, что может повысить выходную мощность системы до 500 МВт. Ожидается, что атомная энергетика в США поможет приблизиться к полной декарбонизации энергетики в стране, для чего будут созданы новые типы атомных электростанций – на быстрых нейтронах, модульные и компактные вплоть для размещения и перевозки в стандартных транспортных контейнерах [<https://3dnews.ru/1041153/>].

В США не представляют декарбонизацию без ядерной энергетики. Но ядерная энергетика будущего должны стать портативной, безопасной и мобильной. Для этого научные институты США с привлечением бюджетных средств проектируют не только модульные микрореакторы мощностью до 300 МВт, но также заняты разработкой безопасных и транспортабельных микрореакторов мощностью до 20 МВт.

Подобные микрореакторы могут применяться в самых разных областях: для зарядки электромобилей вдоль отдалённых трасс, для подачи питания в малонаселённой местности, в освоении Арктики и даже в космосе. Габариты реакторов должны будут позволить перевозить их в стандартных 40-футовых (12-метровых) контейнерах на грузовиках. Примечательно, что для передачи тепла из рабочей зоны ядерного микрореактора в зону преобразования в электрическую энергию будут использоваться тепловые трубки, подобно тому, как это сделано в охлаждающих системах персональных компьютеров. Охлаждение и отвод тепла из рабочей зоны станут полностью пассивными, что будет гарантировать надёжность системы и работу без обслуживания в течение десятилетий.

Другое важное условие для проектирования ядерных микрореакторов – это использование низкообогащенного топлива. Такое вещество нельзя будет использовать для создания ядерного оружия. Технология работы с низкообогащенным ядерным топливом предполагает процесс «замедления» нейтронов. В обычных реакторах для этого используется графит, но в случае микрореакторов – это неподходящее по габаритам и весу решение. В качестве альтернативы графиту для замедления нейтронов в активной зоне реактора предложены соединения металлов с водородом – гидриды, а проблему с разложением гидридов при высоких температурах предложено решать с помощью многослойных защитных оболочек для таких «замедлителей». Активную работу на направлении ядерных микрореакторов ведет Аргоннская национальная лаборатория. Причем участники проектов отвечают не только за разработку реакторов, но также сотрудничают с регулирующими органами США для разработки нормативной базы по размещению и эксплуатации таких силовых установок [<http://www.atom.info.ru>].

Китай планирует создание первого в мире экспериментального ториевого ядерного реактора, для охлаждения которого не требуется вода. Такой

реактор можно назвать «экологически чистым». Он будет работать на жидком тории, а для охлаждения будет использоваться расплав солей. У такой установки будет целый набор преимуществ. Во-первых, реактор не требует огромного количества воды, то есть сможет работать в пустынных регионах. Во-вторых, торий намного дешевле урана, и при его распаде не образуются элементы, которые можно использовать для создания ядерного оружия. В-третьих, отходы такого реактора имеют период полураспада 500 лет против 10 тыс. лет в случае уранового реактора. К тому же в случае непредвиденной ситуации охлаждающая соль быстро застывает, фактически запечатывая радиоактивный торий. Прототип реактора мощностью 2 МВт будет готов уже в 2021 г. Полномасштабный реактор мощностью 100 МВт будет готов лишь к 2030 г. Его планируют построить в городе Увэй [<https://www.ixbt.com/news/2021/07/26/kitaj-postroit-pervyj-v-mire-chistyj-torievyj-jadernyj-reaktor-dlja-ohlazhdenija-kotorogo-ne-trebuetsja-voda.html>].

1.2. Международные проекты ЯЭУ

Разработка инновационных проектов АЭС (быстрые реакторы и такие, как высокотемпературная газографитовая ядерно-энергетическая установка (ЯЭУ) для ядерно-водородной энергетики, водо-водяной реактор с замкнутыми параметрами), включённых в международные проекты ИНПРО (инновационные реакторы и топливный цикл) и GIF, оказалась слишком сложной и дорогостоящей для одной страны (даже для таких стран, как США, бывший СССР, Франция, Япония и др.) [3]. Таким образом, разработка и реализация проектов быстрых реакторов с замкнутым ЯТЦ для будущего – это задача не одного поколения, более того, задача, решение которой возможно только при наличии соответствующей научно-технической школы, существующей в очень ограниченном числе ведущих стран в этих областях (например, во Франции, России, Японии, Индии).

Международный проект «Generation IV International Forum» (GIF) объединяет тринадцать стран и организаций – Аргентина, Бразилия, Канада, Евратом, Франция, Япония, Народная Республика Китай, Республика Корея, Южно-Африканская Республика, Российская Федерация, Швейцария, Соединенное Королевство и США. Проект GIF нацелен на разработку ядерных энергетических систем будущего поколения, которые могли бы обеспечить высокий уровень конкурентоспособности и надежности энергообеспечения, успешно решая при этом вопросы повышения ядерной безопасности, минимизации радиоактивных отходов, повышения уровня физической защиты и устойчивости к нераспространению. Системы поколения IV – это ответ на потребности большого числа стран и пользователей. Оценка ядерных энергетических систем будущего поколения включает четыре области:

- устойчивость;
- безопасность и надежность;
- водородная энергетика;
- нераспространение и физическая защита.

Проект создавался с целью применения в различных областях: электричество; водород; опреснение воды; тепло. На первом этапе своей работы проект GIF осуществлял сотрудничество в направлении всесторонней оценки концепций в атомной энергетике. В результате были выбраны наиболее перспективные варианты ядерных энергетических систем IV поколения. В отчете «Дорожная карта технологий для ядерных энергетических систем поколения IV» изложен процесс этой оценки и определены шесть систем поколения IV, отобранных в 2002 г. Для этих систем, до возможной демонстрации в промышленном масштабе, были разработаны подробные планы научно-исследовательской деятельности с целью оценки научных и технических перспектив и их эффективности. Члены GIF считают, что развитие этих концепций приведет к долгосрочным выгодам для атомной энергетики по всему миру. Термин «система» относится к реакторной установке и ее полному топливному циклу. Оценка всего топливного цикла особенно важна при определении эффективности физической защиты и устойчивости к нераспространению.

В 2002 г. были выбраны работ следующие ядерно-энергетические системы IV поколения для проведения дальнейших научно-исследовательских работ:

- охлаждаемый жидким натрием реактор на быстрых нейтронах с замкнутым топливным циклом, что обеспечивает эффективное обращение с актинидами и использование сырьевого («отвального») урана (Sodium Fast Reactor);
- реактор на быстрых нейтронах, охлаждаемый свинцом или свинцово-висмутовым эвтектическим металлическим сплавом, с замкнутым

топливным циклом, что обеспечивает эффективное использование сырьевого урана и надлежащее обращение с актинидами (Lead Fast Reactor);

- реактор на быстрых нейтронах, охлаждаемый гелием с замкнутым топливным циклом (Helium Fast Reactor);

- высокотемпературный реактор с графитовым замедлителем и гелиевым охлаждением, имеющий открытый урановый топливный цикл (Very High Temperature Reactor);

- сверхкритический водоохлаждаемый реактор, охлаждаемый водой под давлением, с режимом работы выше термодинамической критической точки воды (Super Critical Water Reactor);

- реактор на расплавленных солях, производящий энергию деления в циркулирующей топливной смеси расплавленных солей с использованием реактора на надтепловых нейтронах и полного топливного цикла с рециклом актинидов (Molten Salt Reactor).

В настоящее время фаза технической оценки (или дорожной карты) перешла к реализации детальных программ НИОКР.

В 2006 г. Комиссия сената США по ассигнованиям поддержала Министерство энергетики США (DOE) в установлении первостепенной важности развития технологий быстрых реакторов и потребовала подготовить отчет о достижениях в развитии технологий реакторов на быстрых нейтронах. В 2006 г. была выпущена Стратегия разработки быстрого реактора поколения IV (США). Она включает сравнительный анализ следующих систем: быстрых газовых (Gas Fast Reactors), свинцовых (Lead Fast Reactors) и натриевых (Sodium Fast Reactors) быстрых реакторов в части технической готовности и опыта эксплуатации. В результате этого анализа был выбран реактор Sodium Fast Reactor (SFR) как наиболее перспективный вариант быстрого реактора для ввода в эксплуатацию в ближайшем будущем. Построены крупномасштабные (промышленные) модели SFR – во Франции, Китае и Российской Федерации.

Важным аспектом усовершенствованных конструкций реакторов является повышение уровня физической защиты и устойчивости к распространению. Задачи GIF в этом направлении: ядерные энергетические системы IV поколения должны повысить гарантию нераспространения материалов, годных для использования в качестве оружия, и обеспечить повышенный уровень физической защиты против террористических актов. Физическая защита направлена на препятствование хищения или транспортировки материалов, годных для ядерных взрывных устройств или устройств, рассеивающих радиоактивный материал или излучающих радиацию, и пресечение саботажа ядерных установок. Технические характеристики систем IV поколения рассчитаны на повышение устойчивости, как к угрозам распространения, так и угрозам саботажа и терроризма.

Существует общее согласие в отношении необходимости международных усилий по разработке новых ядерных технологий. В связи с этим обсуждается возможность налаживания взаимодействия между существующими проектами, которая уже реализуется на практике.

Технологические цели GIF и требования пользователей INPRO, как необходимые характеристики передовых технологий, во многом схожи или совпадают в том, что касается экономики, безопасности, экологии, топливного цикла, устойчивости к распространению и устойчивости в целом. Аналогичны и их подходы к проверке и отбору предлагаемых к рассмотрению инновационных концепций. Однако между ними есть и ряд существенных отличий:

- GIF уже реализует программу НИОКР, тогда как в INPRO только завершается формулирование требований пользователей;

- деятельность в рамках GIF направлена исключительно на удовлетворение потребностей нескольких промышленно развитых стран, тогда как проект INPRO предусматривает более углубленное рассмотрение проблем атомной энергетики в целом с учетом специфики стран и регионов;

- как ожидается, в проекте INPRO будет разработан более широкий спектр предложений по инновационным технологиям реакторов и ядерного топливного цикла, который, по-видимому, удовлетворит потребности практически всех стран, а не только имеющих развитую атомную промышленность;

- INPRO готов рассматривать потребности развивающихся стран;

- INPRO ведет также поиск путей решения проблем, выходящих за пределы технологических требований, в частности, исследуются потенциальные преимущества международного сотрудничестве в создании необходимой инфраструктуры для отдельных стран и возможности совершенствования правовых и институциональных структур;

- GIF ограничивается рассмотрением отдельных систем атомной энергетики и связанных с ними топливных циклов;

- участники проекта INPRO считают, что необходимо использовать комбинации таких систем в увязке с различными сценариями развития атомной энергетики на национальном, региональном и глобальном уровнях.

У стран, участвующих в проектах GIF IV и INPRO, есть база для более тесного сотрудничества, поскольку направленность их усилий различна. Членами GIF IV в основном являются поставщики технологий, поэтому в рамках этого проекта рассматриваются очень сложные технологические системы. Напротив, INPRO видит в качестве будущего рынка для атомной энергетики Азию, включая развивающиеся страны, которым нужны более простые, но надежные системы. INPRO, в состав которого входят члены из числа развивающихся стран, обеспечивает лучшее понимание их нужд и требований.

В ближайшем будущем участники проектов INPRO и GIF IV приступят к координации своей деятельности [http://icne.mephi.ru/wp-content/uploads/2011/02/2-7lecture_RU.pdf].

Как показал богатый негативный опыт, в том числе последней крупной аварии на АЭС «Фукусима» в Японии, атомная энергетика не имеет права на повторение ошибок, приводивших к крупным авариям и тем более катастрофам.

Ядерные системы поколения IV предполагают улучшения в четырех областях:

- устойчивое развитие;
- конкурентоспособность в промышленных масштабах;
- безопасность (надежность);
- защита от несанкционированного распространения.

Глава 2. Этапы развития атомной энергетики

Рост численности населения, а также улучшение уровня жизни влечет за собой непрерывное увеличение потребляемой энергии. Согласно исследованиям и прогнозам службы энергетической информации США (EIA), к 2030 г. потребности в электроэнергии возрастут более чем в 1,5 раза [1]. Поскольку стоимость органического топлива возрастает, а его использование, из-за выбросов углекислого газа при сжигании, приводит к глобальному потеплению, то атомная энергетика приобретает все большую значимость [2] (рис. 2.1).

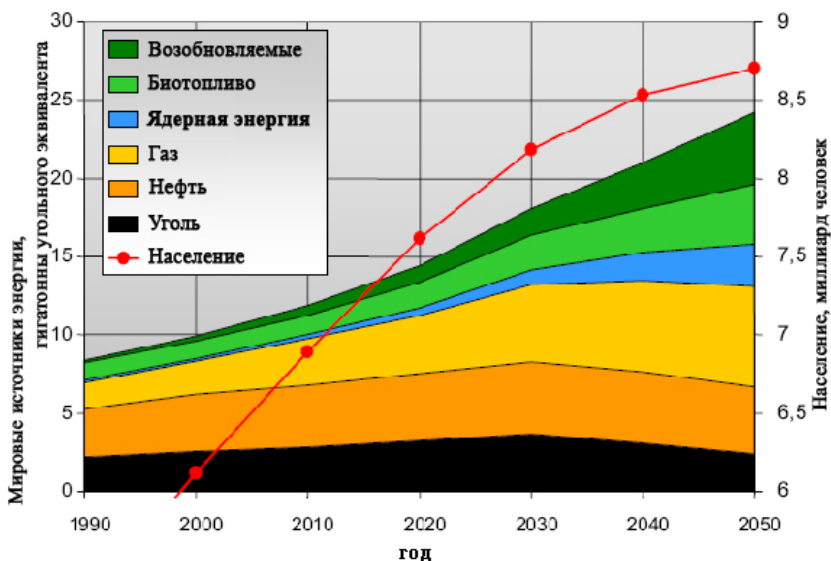


Рис. 2.1. Рост населения, рост потребления энергии, согласно данным Международного энергетического агентства

В настоящее время атомная энергетика стала неотъемлемой частью мировой энергетики. Она в состоянии удовлетворить растущие потребности человечества в электроэнергии на длительный период времени.

Различные сценарии потребления энергии в XXI в. были разработаны международными организациями, такими как МАГАТЭ, МЭА (IAE) и др. Согласно их прогнозам, потребности должны вырасти с 10 Гтут в 2000 г., до 35–40 Гтут в 2050 г., и 50 Гтут в 2100 г. В промышленно развитых странах доля электричества, производимого на атомных энергетических станциях (АЭС), составляет около 30 % и неуклонно увеличивается. По данным МАГАТЭ, на 1 декабря 2019 г. в мире эксплуатировалось 443 ЯР в 30

странах, в стадии строительства находятся – 54, из них в Азии – 35. Производство электроэнергии на АЭС с 2012 г. увеличивается на более чем 9 % ежегодно, что позволяет снижать выбросы CO₂. Примерно 89,2 % всей энергии вырабатывается на реакторах типа ВВЭР, 6,1 % на ректорах типа CANDU, 2,4 – РБМК, оставшиеся 2 % на газоохлаждаемых реакторах. Также эксплуатировалось 3 реактора с жидкометаллическим теплоносителем. Около 65 % ЯР эксплуатируется более 30 лет, 17 % – более 40 лет, 0,5 % – более 50 лет [4–6]. В докладе МАГАТЭ также отмечается, что оптимизм вызывают, с одной стороны, сохраняющийся сильный интерес к атомной энергетике в развивающихся странах, в первую очередь в странах Азии, с другой стороны – усилия, предпринимаемые ООН по недопущению изменения климата.

Объективное восприятие атомной энергетики базируется на ее преимуществах в сфере ядерной, радиационной и экологической безопасности. Экологичность атомной энергии до настоящего времени остается непризнанной. Известно, что атомная энергетика предотвращает эмиссию углерода в объеме почти 2586 млрд т/год в пересчете на угольные и газовые ТЭС производя около 10 % мирового производства электроэнергии и практически не выбрасывает аэрозоли [7].

Существующая технология производства электроэнергии на АЭС основана, главным образом, на тепловых ядерных реакторах с водяным или графитовым замедлителем нейтронов и не может обеспечить дальнейшее развитие атомной энергетике. Во-первых, потому, что в них используется обогащенное по изотопу уран-235 (²³⁵U) топливо, а его содержание в природном уране составляет всего лишь 0,72 %. Во-вторых, выгруженное отработавшее ядерное топливо с действующих АЭС приходится размещать в дорогостоящих временных хранилищах из-за отсутствия надежных и эффективных технологий его переработки [5–10].

Для более широкого использования ядерной энергии, с тем чтобы она стала основным базовым источником энергии уже в текущем столетии, необходимо:

- 1) повысить безопасность до уровня, полностью исключаящего аварии, аналогичные авариям на Чернобыльской АЭС или на АЭС Фукусима;
- 2) снизить до приемлемого обществом уровня воздействие на окружающую среду;
- 3) полностью исключить нарушения условий Договора о нераспространении ядерного оружия и
- 4) сохранить высокую экономическую эффективность энергии, произведенной на АЭС, с учетом необходимых затрат на утилизацию ядерных отходов.

Одним из основных препятствий, стоящих перед дальнейшим развитием современной атомной энергетики, являются проблемы обращения с высокоактивными долгоживущими отходами, наработанными существующими АЭС на тепловых реакторах, и ограниченные запасы ядерного топлива. В перспективе атомная энергетика должна опираться на замкнутый топливный цикл с переработкой и воспроизводством ядерного топлива. Создание приемлемой и безопасной технологии утилизации больших масс радиоактивных отходов атомной энергетики является крайне актуальной задачей. Выделение из отработанного ядерного топлива долгоживущих актинидов и их сжигание, а также трансмутация некоторых продуктов деления рассматриваются как перспективный этап завершения ядерного топливного цикла [4–7, 11–13].

Быстрые реакторы, на которых намечалось крупномасштабное развитие ядерной энергетики, были нацелены на высокие темпы воспроизводства, но оказались дорогими, увеличивали риск распространения ядерных материалов и не получили широкого применения. Разработки проектов быстрых реакторов были свернуты в начале в США, затем и в Европе. В условиях стабилизации мирового топливного рынка в конце 1970-х годов в США, а также в Европе и России после катастроф на АЭС Thrimile Island и на Чернобыльской АЭС ядерная энергетика (ЯЭ) пришла в состояние стагнации, а в XXI в. прогнозировалось снижение ее доли в энергетике. Например, Германия готова идти на издержки порядка десятков миллиардов евро в связи с отказом от атомной энергетики.

К концу 1990-х годов в России и США сформировались два разных, но дополняющих друг друга подхода к обновлению концепции развития ЯЭ и технической концепции реакторов и ядерного топливного цикла (ЯТЦ) для будущего.

Инициативы Департамента ядерной энергетики США (NERI, GENERATION IV) были нацелены на широкий поиск концепций реакторов следующего поколения и их топливного цикла для среднесрочной перспективы ядерной энергетики ограниченного масштаба.

2.1. История создания ядерных реакторов

Первое поколение ядерных реакторов составляют первые энергетические реакторы 1950–1960-х годов. В качестве топлива использовался, главным образом, природный уран либо низкообогащенный (оксид урана, UO_x), замедлителя – графит, легкая и тяжелая вода, теплоносителя – вода и CO_2 . Были также разработаны и первые реакторы-размножители на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: в США – EBR-1(1951), EBR-2, Enrico Fermi (1968); во Франции – Rapsodie, Phenix (1974);

в СССР – БОР-60, БН-350 (1973); в Великобритании – PFR (1974). Они подготовили условия для разработки в будущем реакторов IV поколения. Это была первая в истории попытка осуществить то, что сейчас называется «устойчивым развитием реакторной технологии» (в частности, путем оптимизации использования природных ресурсов и переработки облученного топлива для извлечения из него урана и плутония).

Поколение II (1970–2000-е годы) – это промышленные реакторы, введенные в эксплуатацию после первого нефтяного кризиса 1974 г., до сих пор находятся в работе. В основном легководные реакторы, подразделяемые на две основные группы: с кипящим теплоносителем (BWR) и теплоносителем под давлением (PWR). Легководные реакторы II-го поколения отлично зарекомендовали себя в области обеспечения безопасности. Продолжается работа по дальнейшему повышению их безопасности и улучшению эксплуатационных показателей, по снижению и без того низких выбросов радиоактивности в окружающую среду.

Поколение III (текущий период, реакторы эволюционного типа эпохи «атомного ренессанса») – это реакторы, разработанные в 1990-х годах. Некоторые из них в настоящее время еще сооружаются. Как правило, они относятся к реакторам с легководным теплоносителем:

- EPR (Evolutionary pressurized reactor производства компании AREVA, строящиеся в Финляндии, Франции и Китае;
- AP-1000 производства Toshiba-Westinghouse (усовершенствованный PWR) в Китае; ВВЭР-1200 (проект «АЭС-2006», разработанный ОКБ «ГИДРОПРЕСС») в России;
- APR-1400 (Advanced power reactor производства KERCО) в Абу-Даби.

Белорусская АЭС – проект АЭС-2006 – относится к поколению 3+. Основными инновациями в системах безопасности АЭС-2006, по сравнению с типовым проектом ВВЭР-1000, являются пассивные технологии:

- пассивный отвод тепла;
- пассивный залив активной зоны (гидроемкости первой и второй ступеней);
- пассивная фильтрация межблочного пространства;
- пассивная локализация и удержание расплавленных материалов активной зоны (кориума).

Применение пассивных систем (СПОТ, GE-2, СБВБ и ПСФ) предотвращает переход запроектных аварий в тяжелую стадию, при которой происходит сверхпроектное повреждение активной зоны, обеспечивает локализуящие свойства контейнмента и ограничивает количество радиоактивного выброса со станции.

Задачами разработок концепций ядерных установок следующего поколения являются:

- 1) снижение стоимости и рисков (аварии на АЭС, обращение с отходами, нераспространение);
- 2) приспособление к условиям рынка;
- 3) новые области применения (локальные нужды небольших стран и районов, опреснение воды, производство водорода и т.п.).

С поколением IV термин «реактор» заменяется более корректным термином «система», что включает в себя как непосредственно сам реактор, так и переработку (рециклирование) ядерного топлива. Такие новые системы должны обладать более высокими эксплуатационными показателями, чем предыдущие поколения, в области обеспечения устойчивого развития, конкурентоспособности, безопасности и надежности, а также защиты от распространения, оправдывая использование в их отношении выражения «технологический прорыв». Одни будут производить электроэнергию, а другие также вырабатывать тепло (температуры 400–900 °С) для использования в различных отраслях промышленности: в нефтехимии, газификации биомассы, производстве водорода из воды, выработке синтетического топлива, стекла или цемента. Установки с более низкими температурными характеристиками (100–300 °С) могут применяться для обессоливания морской воды и производства удобрений.

Некоторые системы IV поколения будут работать на нейтронах быстрого спектра. Их способность к воспроизводству делящегося материала в сочетании с передовыми технологиями деления и трансмутации открывают большие возможности. Ядерное топливо будет устойчиво к очень высоким температурам и обеспечит удержание всех актинидов. В результате топливный цикл будет полностью замкнутым. По этой причине новые системы особенно эффективно обеспечат устойчивое развитие, благодаря образованию минимальных объемов отходов (выжиганию всех актинидов).

Системы IV поколения обеспечат оптимальное использование природных ресурсов и надежность энергоснабжения. Слабой стороной существующих ядерных технологий является их ограниченная способность к использованию энергетического потенциала уранового топлива. Тепловые реакторы I и II поколений используют изотоп урана, который составляет лишь менее 1 % общего количества урана, встречающегося в природе. Реакторы-размножители способны использовать значительную часть энергетического потенциала, недоступного тепловым легководными реакторами, в результате чего из того же исходного количества урана может быть произведено в 50 раз больше энергии.

Такие реакторы способны преобразовывать ^{238}U в делящийся ^{239}Pu даже интенсивнее, чем сами поглощают делящийся материал (свойство, называемое «размножением»). Кроме того, они могут использовать топливо с очень низким содержанием урана, то есть соответствующим руде. Образование отходов будет минимальным. Недостатком открытого топливного цикла, предусматривающего захоронение отработавшего ядерного топлива без переработки, является объем, уровень радиотоксичности и остаточное тепловыделение ОЯТ.

По прогнозным оценкам к 2060 году накопится настолько значительное количество требующего захоронения ОЯТ, что это станет неприемлемым для человеческого общества. Эта проблема, однако, была частично решена в странах, где принято решение о промышленной переработке ОЯТ с целью извлечения плутония (замкнутый ядерный цикл с частичным рециклированием), – Франции, Великобритании, России, Японии и Индии.

Передовые технологии деления и трансмутации являются предметом многочисленных исследовательских проектов, выполняемых в рамках развития систем поколения IV. Ядерно-химические технологии позволяют проводить разделение отработавшего топлива на различные составляющие в зависимости от их дальнейшего использования или требований к захоронению. Анализ ядерно-энергетического цикла показывает, что он производит такое же количество парниковых газов, что и гидроэлектроэнергетика, то есть ничтожно мало. В ЕС треть электроэнергии вырабатывается на АЭС, благодаря чему предотвращается образование объема углекислого газа (CO_2), примерно равное выбросам от всех автомобилей во всех странах ЕС (около 200 млн автомашин и 900 млн т CO_2 ежегодно).

Основная часть внешних издержек на производство электроэнергии на АЭС (например, страхование, обращение с РАО, вывод из эксплуатации) закладывается в стоимость электроэнергии, в отличие от станций, работающих на иных видах топлива. Постоянные затраты на производство ядерной энергии довольно высоки (значительные первоначальные капиталовложения), но переменные расходы небольшие ввиду низкой стоимости топлива. Цена самого урана мало влияет на итоговую стоимость электроэнергии, и общая стоимость выработки одного Мвт/ч на АЭС существенно ниже, чем на станциях других типов, особенно если принять во внимание образование CO_2 .

Легководные реакторы поколений II и III характеризуются сравнительно низкой температурой теплоносителя на выходе из активной зоны – порядка 300 °C, что ограничивает их тепловой КПД (около 30 % для традиционных легководных реакторов). Ожидается, что системы IV поколе-

нии будут обладать гораздо более высоким тепловым КПД. При применении других теплоносителей возможно достижение значительно более высоких температур, например 400–600 °C для CO₂, 500–700 °C для жидких металлов (натрий, свинец) и 700–900 °C для гелия. Напомним, что температура теплоносителя на выходе из активной зоны 900 °C соответствует тепловому КПД до 44 %, то есть приблизительно на треть выше, чем у традиционных легководных реакторов.

В качестве источника энергии для низкоуглеродной экономики будущего – так называемого постнефтяного общества – перспективен водород. Он может стать ключевым альтернативным источником энергии, действительно надежным и обеспечивающим максимально возможную защиту окружающей среды. Некоторые системы IV поколения могут оказаться единственными чистыми технологическими решениями, обладающими достаточной энергоемкостью для производства значительных объемов водорода из воды, с сопутствующим производством электроэнергии. На сегодняшний день существуют две такие технологии: цикл термохимического разложения воды (TCWSC, минимально необходимая температура – 750 °C) и высокотемпературный электролиз водяного пара (HTES, 700 °C).

Для систем поколения IV остается основополагающим принцип глубокоэшелонированной защиты со значительными запасами безопасности (стандарты МАГАТЭ). Он относится к детерминистическим принципам, что означает выполнение систематического анализа заданных исходных событий и их последствий (проектных аварий). Однако, как показал опыт, для более полного учета неопределенностей, которые неотъемлемо присущи инновационным системам IV поколения, подход к обоснованию их безопасности должен носить смешанный, детерминистически вероятностный характер, обеспечивая тем самым общую гомогенность и согласованность проекта.

В современной атомной промышленности системы обеспечения безопасности, в целом, имеют активный характер, то есть их действие зависит от работы электрических и механических приводов различного оборудования, например датчиков, арматуры, насосов, аккумуляторов, теплообменников и систем внутреннего энергопотребления. Реакторы III и IV поколений оснащены более эффективными системами безопасности. В некоторых из них системы безопасности являются пассивными, что намного более эффективно, надежно и экономично.

Общепромышленная надежность взаимосвязана с безопасностью, о чем свидетельствуют показатели эффективности Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих АЭС (WANO). Коэффициент использования установленной мощности в ядерной энергетике составляет 90 %, что

намного превышает аналогичные показатели любых других методов производства электроэнергии. Это делает ядерную энергетику наиболее надежным способом производства электричества в любое время года.

Одним из важных рисков распространения, слабым звеном в ядерных реакторных технологиях является транспортировка чистого плутония. На сегодняшний день есть возможность трансмутации относительно небольших количеств гражданского или военного плутония с использованием в составе МОХ-топлива в легководных реакторах или быстрых реакторах-размножителях. Быстрые реакторные системы завтрашнего дня – IV поколения и ADS – смогут осуществлять трансмутацию больших количеств не только плутония, но и младших актинидов. Некоторые страны ЕС активно работают над развитием систем IV поколения. Так, в середине 2009 г. была выдана рекомендация по приоритетности исследований реакторных систем с натриевым теплоносителем в качестве средства выжигания актинидов.

Во Франции принято решение о начале работ на демонстрационном реакторе ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration). В январе 2006 г., после консультаций с Великобританией, Францией, РФ, Японией и Китаем, США запустили проект GNEP (Глобальное партнерство в ядерной энергетике), целью которого является ограничение доступа к чувствительным технологиям (главным образом обогащению, производству и переработке ядерного топлива) и укрепление международного режима нераспространения. Форум GIF (the Generation IV International Forum) был создан в 2001 г. Сегодня он насчитывает 10 активных участников – это США, Канада, Франция, Япония, ЮАР, Южная Корея, Швейцария, Евратом, Китай и Российская Федерация.

В 2002 г. по результатам рассмотрения более 100 различных проектов были выбраны шесть инновационных ядерных систем (в том числе инновационных ядерных циклов). Участники GIF также согласовали планы дальнейших действий по каждой из шести систем, предусматривающие три этапа общей продолжительностью несколько десятилетий:

- этап научного обоснования – от 5 до 15 лет;
- этап проработки (концептуальный проект) – от 5 до 10 лет;
- демонстрационный этап (технический проект и подготовка к промышленной реализации) – от 3 до 6 лет.

Реализация заключительного демонстрационного этапа будет осуществляться в рамках отдельных соглашений между участниками GIF, поскольку он считается слишком близким к промышленной эксплуатации. Реализуется также еще одна международная инициатива, дополняющая GIF – Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (ИНПРО), запущенный МАГАТЭ в 2000 г. (его завершение запланировано на 2050 г.). ИНПРО ориентируется на нужды

«конечных пользователей» (потребителей) инновационных систем, в то время как проект GIF направлен на организацию международных исследований (поставщиков и разработчиков).

2.2. Обзор проектов АЭС поколения IV

В 2002 г. форум GIF приступил к организации научного сотрудничества между заинтересованными странами-участниками в области проработки 6 ядерных систем нового поколения. Были выбраны три системы, работающие на нейтронах быстрого спектра, одна на тепловых нейтронах и две системы, позволяющие работать как в быстром, так и в тепловом спектрах:

SFR – Sodium Fast Reactor – реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и замкнутым ядерным циклом, обеспечивающим эффективное обращение с актинидами и воспроизводство делящегося материала (Япония, США, Франция, Евратом, Южная Корея, Китай и Россия);

LFR – Lead Fast Reactor – реактор на быстрых нейтронах со свинцовым или свинцово-висмутовым жидкометаллическим теплоносителем и замкнутым ядерным циклом (переговоры между Евратомом и Южной Кореей; США, Япония и Россия – в качестве наблюдателей);

GFR – Gelium Fast Reactor – реактор на быстрых нейтронах с гелиевым теплоносителем и замкнутым ядерным циклом (Франция, Евратом, Япония, Швейцария);

VHTR – High Temperature Reactor – высокотемпературный реактор с графитовым замедлителем, гелиевым теплоносителем и открытым урановым топливным циклом (США, Япония, Франция, Канада, Южная Корея, Швейцария, Евратом, Китай);

SCWR – Super Critical Thermal Reactor – высокотемпературный реактор с водным теплоносителем под высоким давлением, работающий выше термодинамической критической точки воды (Евратом, Канада, Япония; Южная Корея в качестве наблюдателя);

MSR – Molten Salt Reactor – генерирует энергию за счет реакции деления при надтепловом спектре, с циркуляцией теплоносителя и топлива в виде смеси расплавленных солей и полным выжиганием актинидов (переговоры между Евратомом, Францией и США; Россия в качестве наблюдателя).

В будущей низкоуглеродной экономике (постнефтяном обществе, переход к которому ожидается после 2040 г.), реакция ядерного деления наверняка продолжит играть важную роль в удовлетворении энергетических потребностей человечества, особенно за счет способности к совместному производству тепла и электричества, что и предлагается для систем IV-го поколения. Совместное производство тепла и электричества будет необходимо для выработки водорода без сопутствующих выбросов парниковых газов.

В более общем случае ядерная технология IV поколения обеспечит экономически эффективное и безопасное максимальное использование энергетического потенциала природных ресурсов (благодаря размножению делящегося материала), оптимальное обращение с ядерными отходами (рециклирование всех актинидов и незначительные выбросы парниковых газов) и минимальные риски распространения.

Российская Федерация

Министерство атомной энергетики России разработало Стратегию-2000, определившую общее направление развития ядерной энергетики до 2050 года [13–15]. Разработчики Стратегии исходили из того, что полувекковой опыт эксплуатации реакторов с быстрым спектром нейтронов достаточен для создания и ввода в эксплуатацию реакторов, работающих в замкнутом ядерном топливном цикле (ЯТЦ). Быстрые реакторы могут эффективно утилизировать накапливаемые облученное ядерное топливо (ОЯТ) и плутоний; отвечать требованиям крупномасштабной ЯЭ по топливному балансу, экономике, безопасности. Поэтому они способны стать основой развития в XXI в. большой энергетики для радикального решения встающих перед миром проблем энергоснабжения, оздоровления окружающей среды, нераспространения ядерного оружия.

Долгосрочная политика Российской Федерации в отношении атомной энергетики, несмотря на сокращение финансирования из бюджета и понижение прогнозов спроса на электроэнергию, не изменилась. Россия продемонстрировала наибольший прогресс в развитии не только быстрых реакторов, но и ядерного топливного цикла в целом. Планируется строительство инновационного свинцового реактора БРЕСТ.

Запущен промышленный быстрый натриевый реактор БН-800, в 2020 г. загружено несколько сборок с МОХ-топливом. Из-за отсутствия бланкета данный реактор не сможет стать бридером. Построен завод по фабрикации МОХ-топлива; на ПО «Маяк» модернизированы линии по переработке отработавшего ядерного топлива для переработки облученного топлива разных типов реакторов. Обсуждается проект быстрого реактора БН-1200, которому предстоит достичь нового уровня эффективности. Закончено строительство идет ввод в эксплуатацию нового исследовательского реактора МБИР. Программа экспериментальных исследований на новом ИР МБИР носит международный характер, поскольку является самой современной установкой такого типа.

Одной из первых идей была идея по выжиганию плутония в быстрых реакторах. Реакторы на быстрых нейтронах могут использовать плутоний и другие актиниды в виде МОХ-топлива. Следует отметить, что в реакторах с быстрым спектром нейтронов доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эфф}$ значительно ниже (в $\sim 2,5$ раза в случае ^{237}Np и в 8 раз для ^{241}Am), чем для

уран-плутониевого топлива [16]. Следовательно, управление реактором с таким топливом будет гораздо сложнее, чем реактором на тепловых нейтронах. В мире существует лишь несколько стран, которые активно разрабатывают проекты быстрых реакторов.

Китайская Народная Республика

При разработке проектов быстрых реакторов ставятся две глобальные задачи: поддержать устойчивое развитие атомной энергетики благодаря более эффективному использованию уранового ресурса, а также решить проблему трансмутации долгоживущих радиоактивных материалов. В Китае эксплуатируется экспериментальный быстрый натриевый реактор CEFR (China Experimental Fast Reactor), который был введен в эксплуатацию в 2011 г., а также идет подготовка к строительству демонстрационного быстрого реактора со свинцовым теплоносителем CFR-600 промышленной мощности [17].

Предполагается, что развитие других элементов топливного цикла должно идти параллельно, а замыкание топливного цикла пройдет в два этапа. На первом этапе в быстрые реакторы будет загружаться МОХ-топливо, на втором – металлическое топливо, которое обеспечит более высокий коэффициент воспроизводства. Лабораторию по производству МОХ-топлива в Китае уже запустили, ее производительность 500 кг МОХ-таблеток в год, хотя реактор все еще работает на оксидном топливе.

Япония придерживается базовой стратегии продвижения ядерного топливного цикла и развития быстрых технологий. По прогнозам, к 2030 г. АЭС будут обеспечивать 20–22 % поставки электричества, а значит, по-прежнему актуальны вопросы по переработке отходов и эффективности использования урана. Реакторам на быстрых нейтронах уже мало быть просто безопасными или сопоставимыми по себестоимости электроэнергии с тепловыми, нужно продемонстрировать наивысший уровень безопасности, а коммерческие образцы должны конкурировать с другими видами производства электроэнергии. В прошлом остался быстрый реактор с натриевым теплоносителем «Монжу» – с 1990-х годов основа «быстрой» программы Японии и прототип концепта быстрого коммерческого реактора.

После аварии на АЭС Фукусима было принято решение о выводе установки из эксплуатации. Ее возобновление потребовало бы много средств и времени – в первую очередь из-за необходимости учесть новые регулирующие требования к безопасности. Другой быстрый реактор Японии – исследовательский реактор «Джойо» – пока решено сохранить для проведения исследований по облучению материалов для научных исследований по быстрым реакторам для сжигания плутония и минорных актинов. Большое внимание Япония уделяет международной кооперации:

есть двусторонние соглашения с Францией, США, Казахстаном и Россией. Активное участие страна принимает в таких международных программах, как GIF. Большая ставка в последние годы делалась на французский проект реактора на быстрых нейтронах ASTRID.

Франция проводит исследования сразу по нескольким технологиям быстрых реакторов; при этом основная и самая проработанная – реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем ASTRID. Продолжаются работы над упрощением ловушки расплава, поиск оптимального расположения шахты реактора, уточняется срок службы компонентов ASTRID. Представители Комиссариата по атомной энергии (CEA) прогнозировали, что демонстрационный образец ASTRID будет введен в эксплуатацию в 20-х годах этого столетия.

В **США**, которые всегда ставили на первое место экономику, долгосрочная стратегия предполагает, что к 2050 г. на инновационные реакторы будет приходиться значительная доля производства атомной энергии. Цель такой политики – к началу 2030-х годов обеспечить тщательную технологическую проработку как минимум двух концептуальных не легководных реакторов. Минэнерго США в ноябре 2015 г. выдвинуло инициативу под названием GAIN (Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear – Путь к ускоренным инновациям в области атомной энергетики), которая призвана обеспечить доступ к технической, регулирующей и финансовой поддержке, необходимой для появления новых или передовых проектов реакторов и их коммерциализации при условии, что они будут безопасными, надежными, экономичными. Над проектом реактора с натриевым теплоносителем работают фирмы Oklo, General Electric, TerraPower, Advanced Reactor Concepts; над проектом реактора со свинцовым теплоносителем – Westinghouse, Columbia Basin Consulting Group, Hydromine; над проектом реактора с газовым охлаждением – General Atomics; над проектом жидкосолевого реактора – Elysium, Southern/TerraPower [1].

Будущее мировой атомной энергетики неразрывно связано с развитием замкнутого топливного цикла. Согласно МАГАТЭ, именно от темпов развития технологий реакторов на быстрых нейтронах зависит, будет ли установленная мощность атомной энергетики прирастать и насколько. Роль АЭС в мировом энергобалансе как низкоэмиссионного источника возрастет, а также появятся инновационные реакторы (почти все проекты, развиваемые в рамках международного форума Generation IV, основаны на быстром спектре нейтронов), более безопасные и способные повысить эффективность обращения с отходами. В связи с этим оптимистический прогноз агентства, основанный на том, что мощность производства энергии на АЭС увеличится на 123 % к 2050 г. по сравнению с уровнем конца 2016 г., а мощность атомной энергетики вырастет до 874 ГВт.

По пессимистическому сценарию новые блоки будут вводиться, но гораздо более скромными темпами: в 2020–2040 гг. установленная мощность АЭС с учетом выводов упадет на 15 %, к 2050 г. все-таки вернется на уровень 2016 г., но доля атомной энергетики в энергобалансе снизится до 6 %. По данным МАГАТЭ, более 18 % электроэнергии, вырабатываемой в мире, производится на АЭС.

Эксперты МАГАТЭ подсчитали, что если одновременно закрыть все действующие АЭС, то их замещение тепловыми электростанциями приведет к дополнительным выбросам в атмосферу свыше 600 млн т углекислого газа в год. О том, что АЭС наносят значительно меньший вред окружающей среде, чем теплоэлектростанции, свидетельствует пример Франции – лидера в использовании атомной энергии и самого крупного ее экспортера. В этой стране показатель выбросов в атмосферу, связанных с энергетикой парниковых газов, – один из самых низких среди развитых стран: 1,68 т на жителя Франции против 2,4 т в Великобритании, 2,8 т – в Германии, 5,6 т – в США.

Возможность объективного восприятия атомной энергетики базируется на ее преимуществах в сфере ядерной, радиационной и экологической безопасности. Но Германия готова идти на издержки порядка десятков миллиардов евро в связи с отказом от атомной энергетики.

Для реализации потенциала атомной энергетики как основного источника энергии будущего необходимо, чтобы она была безопасной и имела эффективные технологии для переработки отходов [11]. Проблема отработавшего топлива может быть решена принципиально иным образом при осуществлении переработки топлива и фракционирования (разделения) радиоактивных нуклидов [12–13].

Наиболее многообещающими представляются технологии, основанные на концепции нейтронной трансмутации долгоживущих радиоактивных материалов с использованием синергических систем. Таким новым направлением, быстро развивающимся в последние годы, является создание новых технологий ядерной переработки, в частности ядерной трансмутации – преобразовании долгоживущих радионуклидов в стабильные или короткоживущие нуклиды под действием нейтронов, протонов, ионов, электронов и других частиц.

Трансмутация долгоживущих радиоактивных материалов с использованием синергических систем считается наиболее перспективным направлением ядерной трансмутации. Синергические системы предполагают объединение различных технологий, в том числе и ядерных (технологии деления, синтеза и расщепления ядер высокоэнергетическими пучками частиц), для разработки целостной системы производства энергии и создания энергопроизводящих систем.

В Республике Беларусь работы по расчетным и экспериментальным исследованиям реакторов на тепловых и быстрых нейтронах проводятся с 60-х годов XX в., а по синергетическим системам ведутся с 1985 г. в Институте ядерной энергетики АН БССР (ныне ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны НАН Беларуси»).

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси является наследником Института ядерной энергетики АН БССР. Первым директором института был академик Андрей Капитонович Красин. В 1957 г. был награжден в составе группы ученых Физико-энергетического института Ленинской премией за участие в создании первой в мире Обнинской АЭС, был одним из первых ее руководителей. Участвовал как научный руководитель в разработке передвижной атомной электростанции ТЭС-3 и в разработке реакторов с ядерным перегревом пара для Белоярской АЭС. Руководил разработкой научно-технических основ использования диссоциирующих газов – принципиально новых теплоносителей в ядерной энергетике. А. К. Красин создал новое научное направление – использование ионизирующих излучений для осуществления радиационно-химических процессов и радиационной модификации материалов [18].

Заместитель директора ИЯЭ АН БССР, член-корреспондент АН БССР Василий Борисович Нестеренко занимался работами в области ядерной энергетики и радиационной безопасности. Один из авторов применения диссоциирующих теплоносителей в ядерной энергетике. Провел цикл исследований по изучению новых химически реагирующих теплоносителей, по разработке и созданию методов расчета теплофизических свойств, теплообмена, газодинамики и технологии диссоциирующих газов, по анализу циклов и схем ядерных энергетических установок, выявлению технико-экономических характеристик атомных электростанций с реакторами на быстрых нейтронах. В. Б. Нестеренко внес огромный вклад в решение проблем ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС [19].

Более подробно исследования по подкритическим системам изложены в следующей главе.

Глава 3. Синэнергетические системы – инновационные проекты ядерных установок

В направлении «синэнергетические системы» можно выделить две ветви: разработка термоядерных источников нейтронов с подкритическим бланкетом и создание подкритических реакторов, управляемых ускорителем заряженных частиц (протонов, ионов или электронов).

Первое направление синэнергизма предполагает использование ускорителей высоких энергий для крупномасштабного использования реакций расщепления для производства нейтронов в тяжелых протяженных мишенях (свинец, свинец-висмутовая эвтектика, ртуть, уран и др.), которые, размножаясь в подкритическом ($k \sim 0,9\text{--}0,98$) бланкете, вызывают деление ядер урана (ADS) [13, 14, 16]. Такая система позволяет получать достаточно высокие потоки нейтронов ($\Phi \sim 10^{15-17} \text{ н}/(\text{см}^2\cdot\text{с})$), чтобы вырабатывать энергию, при этом трансмутируя радиотоксичные нуклиды, нарабатывая тритий для термоядерных реакторов или ^{239}Pu или ^{233}U для БР и ТР. Принципиальная схема ADS представлена на рис. 3.1.

Другое направление развития идей синергизма в ядерной энергетике связано с разработкой термоядерных реакторов, в которых предлагается осуществлять реакцию (d,t)-синтеза таким образом, чтобы образующиеся нейтроны попадали в окружающую зону воспроизводства из урана [20]. Так как энергия нейтронов синтеза ($\sim 14 \text{ МэВ}$) выше порога деления ^{238}U , то, наряду с производством трития и ядерного топлива можно получать энергию за счет реакций деления в бланкете. В таком гибридном реакторе можно достичь семикратного увеличения энергии, выделяющейся при делении атомного ядра в зоне воспроизводства [20].

3.1. Термоядерные реакторы

Термоядерный реактор представляет собой устройство для получения энергии в результате реакций синтеза легких ядер, происходящих при очень высоких температурах. Основное требование, которому должен удовлетворять энергетический реактор, в том числе термоядерный, заключается в том, чтобы энерговыделение в результате термоядерных реакций с избытком компенсировало затраты энергии от внешних источников на поддержание реакции синтеза [20]. Хотелось бы отметить, что выпускник 1928 г. Белорусского государственного университета, академик АН СССР Л.А. Арцимович внес большой вклад в разработки, относящиеся к термоядерному синтезу.

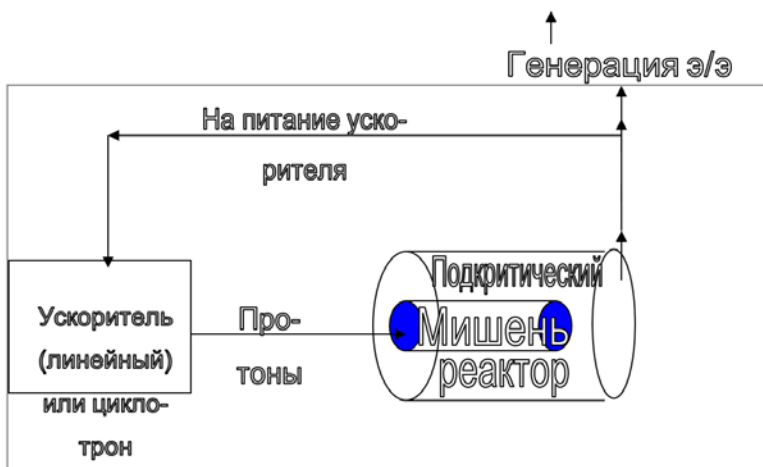


Рис. 3.1. Концептуальная схема подкритического реактора, управляемого ускорителем (ADS)

Под руководством Л. А. Арцимовича впервые разработан электромагнитный метод разделения изотопов. На экспериментальных установках, созданных в его отделе, в ноябре 1945 г. получен первый в СССР уран-235 с обогащением до 12–15 %. К концу 1946 г. обогащение удалось довести до 90 %. Ученый был непосредственным участником советского атомного проекта, с 1951 г. бессменный руководитель исследований по физике высокотемпературной плазмы и проблеме управляемого термоядерного синтеза. Под руководством Л. А. Арцимовича впервые в мире в лабораторных условиях осуществлена термоядерная реакция на установке ТОКАМАК. Доказал захват нейтрона протоном и сохранение импульса при аннигиляции электрона и позитрона, открыл нейтронное излучение высокотемпературной плазмы. Проводил теоретические исследования в области электронной оптики и по теории излучения в бетатроне, занимался разработкой электронно-оптических систем ночного видения в инфракрасной области спектра. Был председателем Консультативного комитета Евратома по термоядерному синтезу [21].

Различают два типа термоядерных реакторов. К первому типу относятся реакторы, которым необходима энергия от внешних источников только для зажигания термоядерных реакций, а далее реакции поддерживаются за счет энергии, выделяющейся в плазме в результате идущих термоядерных реакций. Например, в дейтерий-тритиевой смеси на поддержание высокой температуры плазмы расходуется энергия образующихся альфа-частиц. В стационарном режиме работы термоядерного реактора энергия, которую несут α -частицы, компенсирует энергетические потери,

обусловленные в основном теплопроводностью плазмы и излучением. К такому типу относятся реакторы типа ТОКАМАК.

В России первый ТОКАМАК был создан в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова в 1956 г. Следующие модификации ТОКАМАКов ТМ-3, Т-4, Т-7, Т-10, Т-11 были пущены в период с 1962 по 1979 годы. На этих установках впервые был получен нейтронный выход из плазмы, введена система дополнительного нагрева плазмы с помощью ввода СВЧ-излучения на частоте электронно-циклотронного резонанса и осуществлен дополнительный нагрев плазмы с помощью инжекции пучка быстрых нейтральных атомов. В 1988 г. введена в эксплуатацию установка ТОКАМАК Т-15, предназначенная для исследования термоизоляции и нагрева плазмы в установках со сверхпроводящими обмотками. В 1999 году в Физико-техническом институте имени А.Ф. Иоффе Российской академии наук (г. Санкт-Петербург) был введен в эксплуатацию сферический ТОКАМАК, который предназначен для исследования предельных давлений плазмы в геометрии малого аспектного отношения (отношения большого радиуса плазменного шнура к малому) при больших токах плазмы и низком магнитном поле [20; 22–27].

Термоядерный реактор на дейтерий-третиевом топливе в зависимости от состава blankets может быть «чистым» или гибридным. Blanket «чистого» реактора содержит литий, в котором под действием нейтронов образуется тритий, «сгорающий» в дейтерий-третиевой плазме, и происходит усиление энергии термоядерной реакции с 17,6 до 22,4 МэВ. В blankets гибридного реактора не только воспроизводится тритий, но имеются зоны, в которых можно нарабатывать плутоний-239 из урана-238 (МОХ-топливо для загрузки в реакторы на быстрых нейтронах – уран-плутониевого топливного цикл) или уран-233 из тория-232 (для уран-ториевого топливного цикла). Одновременно в blankets в реакции деления выделяется энергия порядка 140 МэВ на один термоядерный нейтрон.

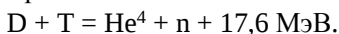
Таким образом, в гибридном термоядерном реакторе можно получать примерно в шесть раз больше энергии, чем в «чистом», а наличие в гибридном делящихся радиоактивных нуклидов (урана или плутония) приводит к тем же проблемам, которые не решены и в атомной энергетике.

На современном этапе развития атомной энергетики изучаются проекты гибридных термоядерных реакторов с различными типами blankets (твердотельные, жидкосолевые и др.).

Выполняются исследования по использованию термоядерных установок для воспроизводства ядерного топлива в связи с ограниченностью запасов природного урана, потребностью в наработке нового топлива для развития традиционной атомной энергетики на основе реакций деления.

Термоядерные реакторы могут быть как с магнитным, так и инерциальным удержанием плазмы. Реакторы с магнитным удержанием – это установки, в которых горячая плазма удерживается с помощью магнитных полей и которые заставляют ее бесконечно двигаться вдоль магнитных линий, не касаясь стенок контейнера (типичная конструкция для ТОКАМАКов). Самая известная установка с магнитным удержанием – это TFTR в Принстоне.

Метод инерциального удержания плазмы (к нему относится и лазерный термоядерный синтез – ЛТС) основан на инерции смеси, которая при мгновенном нагреве, например лазерным импульсом, «разлетается» не сразу. Практически все ныне созданные установки для ЛТС представляют собой камеру, в центр которой помещается дейтерий-тритиевая мишень. На ней фокусируется излучение нескольких мощных лазерных импульсов длительностью 10^{-9} – 10^{-10} секунды и суммарной мощностью порядка 10^{14} – 10^{15} Вт/см². Расширяющиеся газы и реактивное давление сжимают сферическую оболочку, наполненную термоядерным горючим – смесью трития с дейтерием или просто дейтерием, примерно в 50 тысяч раз и нагревают его до температуры 10 кэВ (около 120 млн градусов). При этом оболочка ампулы испаряется, давление в смеси возрастает до миллиона атмосфер, а ее плотность – до 50–100 г/см³. Только при этих условиях, сохраняющихся лишь на время действия лазерного импульса, может начаться термоядерная реакция с выделением нейтронов и большого количества энергии:



Наиболее современные исследовательские реакторы включают и лазерный синтез, например, установки Shiva и Nova Ливерморской лаборатории (США) с энергией излучения в импульсе до 120 кДж [26–29], «Искра-5» – до 30 кДж во Всероссийском научно-исследовательском институте экспериментальной физики (РФЯЦ-ВНИИЭФ) [26–29].

В этом случае применение термоядерных реакторов целесообразно в такой конфигурации, чтобы термоядерный источник был ориентирован на производство нейтронов и генерировал минимальное количество энергии. Тогда главным требованием становится максимальная наработка ядерного топлива, а требования к положительному энергетическому балансу термоядерной установки снижаются.

Достижения в области физики плазмы позволили начать работу над международным проектом термоядерного экспериментального реактора ИТЭР, который в настоящее время создается во Франции и станет первой демонстрационной термоядерной установкой с планируемым нейтронным выходом более 10^{20} н/с [20]. Этот проект объединяет финансовые, материальные и людские ресурсы большинства Европейских стран, России, США, Японии. ИТЭР – гибридный реактор, состоящий из двух частей,

в котором ТОКАМАК служит источником нейтронов с энергией порядка 14 МэВ, и которые вызывают реакции деления в окружающем blankets, содержащем сырьевые нуклиды (^{238}U или ^{232}Th). В результате выделяется количество энергии, намного превышающее затраты на создание плазмы.

Задача ИТЭР заключается в демонстрации возможности коммерческого использования термоядерного реактора и решении физических и технологических проблем, которые могут встретиться на этом пути. Проектирование реактора полностью закончено и выбрано место для его строительства – исследовательский центр Кадараш на юге Франции, в 60 км от Марселя. Подготовка строительной площадки в Кадараше на юге Франции началась в январе 2007 г. Стройку, стоимость которой первоначально оценивалась в 5 миллиардов евро, планировалось закончить в 2016 г. Однако в результате значительных технических трудностей и неопределённостей, при проектировании и производстве компонентов, сроки неоднократно сдвигались: в июне 2009 г. был согласован перенос даты пуска на 2018 год; в феврале 2010 г. срок был сдвинут на 2019 г.; в ноябре 2015 г. срок окончания постройки ITER сдвинули еще на 6 лет (от ранее запланированного 2019) к 2025 г., а предполагаемая сумма расходов выросла до 19 млрд евро.

Под руководством академика Е. П. Велихова ведутся концептуальные проработки российско-итальянского проекта IGNITOR [23]. IGNITOR – первый проект установки, который предложен для экспериментального подтверждения возможности достижения условий зажигания термоядерной реакции.

Установка характеризуется оптимальной комбинацией высоких магнитных полей ($B_T = 13 \text{ Т}$), компактными размерами ($R_0 \sim 1,32 \text{ м}$), относительно низким характеристическим отношением ($A = 2,8$) и значительным удлинением сечения плазмы и триангуляцией $k = 1,83$; $\delta = 0,4$) (рис. 3.2).

Демонстрация воспламенения от термоядерного синтеза является важной научно-технической целью современной физики. До тех пор, пока фундаментальные физические проблемы горения термоядерного синтеза не будут определены и подтверждены экспериментом, определяющие концепции термоядерного реактора будут оставаться неопределенными.

Важная ценность базового эксперимента по воспламенению состоит в том, что процесс зажигания будет аналогичным для любой магнитно-ограниченной, преимущественно тепловой плазмы. В таком эксперименте также могут быть установлены методы нагрева и стратегии управления зажиганием, горением и остановом.

Эти три проблемы, демонстрация воспламенения в магнитно-ограниченной плазме, физика процесса воспламенения, а также нагрев и управление горячей плазмой, специально рассматриваются в эксперименте IGNITOR.

Его дизайн был основан главным образом на физических соображениях с момента его создания. Связанные с этим физические исследования вышли за рамки простой идентификации и включают взаимодействие физических процессов, связанных с воспламенением. IGNITOR является частью линии исследований, которые начались с машины Alcator в Массачусетском технологическом институте в 1970-х годах, ставшая пионером подхода с высоким магнитным полем к плазменному магнитному удержанию, и продолжилась с Alcator C/C-Mod в Массачусетском технологическом институте и серией FT/FTU [23].

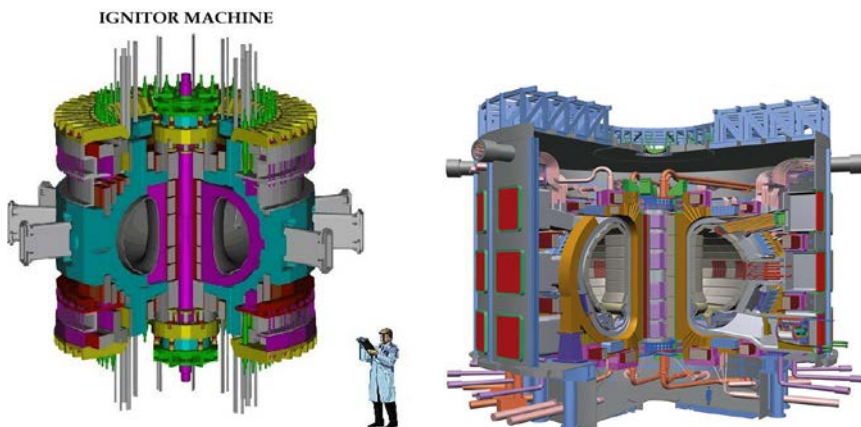


Рис. 3.2. Установки IGNITOR (слева) и ITER (справа)

Идея первого эксперимента по зажиганию D-T плазмы, предложенная на основе существующих технологий и знаний физики плазмы, была сформулирована примерно в то же время как и первые результаты эксперимента, полученные на Alcator. Последующие разработки подтвердили тот факт, что сильные магнитные поля в сочетании с оптимизированной компактной геометрией предлагают в настоящее время единственный путь к достижению воспламенения, когда принимаются во внимание как энергия плазмы, так и стабильность. Подход, включающий комбинацию подходящей геометрии и сильных магнитных полей, также позволяет создать возможный путь к синтезу с низким содержанием трития и восстановлению нейтронов, что может привести к появлению интересных типов термоядерных реакторов [23].

В Национальном ядерном центре Республики Казахстан в 2019 г. реализован заключительный этап физического пуска первого в мире специализированного реактора «Токамак», предназначенного для испытания функциональных и конструкционных материалов будущей термоядерной энергетики (рис. 3.3) [30]. Получен плазменный разряд, удовлетворяющий требованиям второго и заключительного этапа физического пуска установки Казахстанский Токамак Материаловедческий (КТМ).

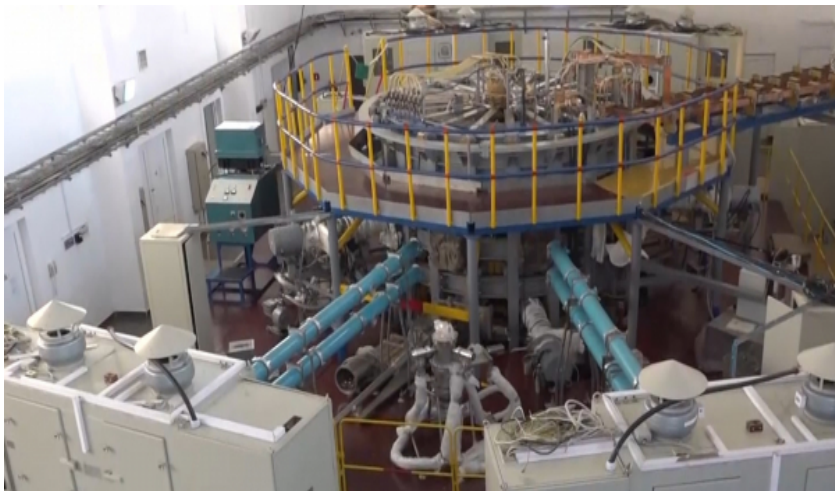


Рис. 3.3. «Токамак» Национального ядерного центра Республики Казахстан

Проведена демонстрация работоспособности установки реактора и ее основных технологических систем с получением плазмы в омическом режиме (без использования средств дополнительного нагрева). «Токамак» является единственным термоядерным реактором в СНГ, который предназначен для испытания материалов будущих термоядерных реакторов в условиях воздействия плазмы, высоких температур и механических воздействий. Кроме того, предполагается проводить исследования в рамках испытаний реакторов «БРЕСТ» на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем. Установку можно будет использовать для изучения проблем управления плазмой, работоспособности материалов и конструкций в условиях нейтронного облучения.

В перспективе ТОКАМАК может стать нейтронным источником мощностью до 1 МВт для подкритических систем (подкритический реактор на быстрых или тепловых нейтронах), а также исследований технологий трансмутации. В работе [30] приводится обзор и результаты исследований, проводимых в Национальном ядерном центре Республики

Казахстан, перспективных материалов и технологий ТЯР, включая международную кооперацию.

Нейтронные источники являются высокотехнологичными устройствами с уникальными физическими и инженерными характеристиками, открывающими широкие возможности изменения элементного состава вещества, выделения атомной энергии и проникновения в сплошные среды [30]. Выход нейтронных источников на уровень производства 10^{20} н/с может вызвать глобальные изменения структуры современной энергетики, оказать значительное воздействие на фундаментальную и прикладную науку, и на инновационные технологии. Большой обзор по современному состоянию имеющихся и проектируемых нейтронных источников различных стран приводится в работе Б.В. Кутеева и др. [25, 31–32].

Достижения технологий термоядерного синтеза также обуславливают перспективность исследований их возможного использования для расширения сырьевой базы «традиционной» ядерной энергетики деления за счет более эффективного использования значительных природных запасов долгоживущих актинидов со слабой делимостью – в частности, ^{232}Th [29–30]. При этом главным функциональным назначением термоядерной установки становится не наработка энергии, а генерация интенсивного потока нейтронов.

Такой подход и положен в основу эскизного проекта демонстрационного ТОКОМАКа – термоядерного источника нейтронов (ТИН-СТ), разработанного в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» [29–30]. В рамках данного проекта конверсия ^{232}Th происходит с использованием нарабатывающих бланкетов – специальных узлов, при создании которых преследуется принцип минимального собственного энерговыделения при облучении нейтронами.

В Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» совместно с Государственным научным центром Российской Федерации «Институт теоретической и экспериментальной физики» разрабатываются проекты бланкетов для ТИН на тяжелой воде и с жидкосолевым бланкетом [29–30]. В качестве примера на рис. 3.4 представлена модельная схема ТИН-СТ с тяжеловодным твердотельным ториевым бланкетом.

Внешний контур модели имеет вид цилиндра радиусом 201,8 см и высотой 301,6 см. Внутри контура расположены: источник термоядерных нейтронов; центральный столб; вакуумная камера, окруженная со всех сторон первой стенкой; бланкет; катушки полоидального магнитного поля; замедлитель из тяжелой воды (D_2O); трубы с торием; оболочка из $^6\text{Li}_2\text{O}$, оболочка из ^6Li и детекторы нейтронов.

Оболочка из ${}^6\text{Li}$ выстилает модель изнутри по контуру и имеет толщину 1 см. Над КПМП слой ${}^6\text{Li}$ отсутствует. Оболочка состоит из трех цилиндрических слоев. Первый слой образует боковую поверхность модели. Он имеет внешний радиус 201,8 см, внутренний радиус 200,8 см и высоту 299,6 см. Второй и третий слой одинаковы и образуют основания модели. Они имеют внешний радиус 201,8 см, внутренний радиус 50 см и высоту 1 см. Эти два слоя перпендикулярны поперечному сечению модели и расположены симметрично выше и ниже поперечному сечению на расстоянии 149,8 см от него.

Центральный столб ТИН-СТ имеет вид цилиндра, изготовленного из бериллия, радиусом 20 см и высотой 201,6 см. Источник нейтронов плазмы аппроксимирован цилиндрическим слоем с внешним радиусом 65 см, внутренним радиусом 45 см и высотой 60 см. Источник определен как моноэнергетический с энергией нейтронов 14,1 МэВ. Пространственное распределение нейтронов по объему источника принято равномерным, угловое распределение – изотропным.

Модель жидкосолевого blankets сходна с описанной выше моделью для «твердотельного» ториевого НБ, с тем различием, что вместо ториевых труб и D_2O объем между Ве-стенкой и слоем ${}^6\text{Li}$ заполнен смесью фторида тория и фторидами щелочных металлов – («FLiNaK»).

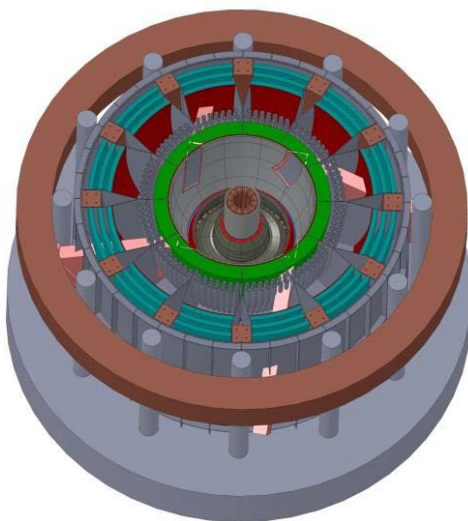


Рис. 3.1. Общий вид наработывающего blankets

3.2 Подкритические системы, управляемые ускорителями

В 90-х годах двадцатого века начала интенсивно разрабатываться концепция применения ускорителей высоких энергий для крупномасштабного использования реакций расщепления в тяжелых протяженных мишенях с целью генерации нейтронов, которые, размножаясь в подкритическом ($k_{эфф} \sim 0,9\text{--}0,98$) бланкете, вызывают реакции деления ядер урана (Accelerator Driven Systems – ADS) [13; 16]. Такая система позволяет получать достаточно высокие потоки нейтронов ($\Phi \sim 10^{15}\text{--}10^{17}$ н/(см²·с)), которые могут быть использованы для выработки энергии, трансмутации радиотоксичных изотопов или наработки трития для термоядерных источников.

Основная идея, на которой основаны все ADS-системы, состоит в использовании ускорителей заряженных частиц высоких энергий для производства нейтронов в мишенях из тяжелых элементов (Pb, Bi, W, U, Pb-Bi эвтектика) с последующим их размножением в подкритических ($k_{эфф} \sim 0,9\text{--}0,98$) бланкетах. ADS-система состоит из ускорителя высокоэнергетических протонов, мишени, подкритического бланкета с коэффициентом умножения $M = 1/(1 - k_{эфф}) \sim 50$, парогенератора, турбины и электрогенератора (рис. 3.4). Прекращение работы ускорителя приводит к прекращению ввода нейтронов из мишени в подкритический бланкет, что приводит к практически мгновенному затуханию цепной ядерной реакции.

Проектирование и функционирование реакторной установки любого поколения базируется на так называемом «каталоге» данных, который включает:

- ядерные данные топлива и конструкционных материалов;
- методы расчета баланса нейтронов в активной зоне и необходимых динамических параметров, получаемых из баланса нейтронов;
- комплекс верифицированных и сертифицированных программ расчета;
- учет неопределенностей различного рода (в ядерных данных, геометрических размерах, составах топливных композиций и конструкционных материалов и др.).

Фундаментом такого «каталога» является физика ядерных реакторов, которая является синтезом знаний таких дисциплин, как ядерная физика, нейтронная физика, численный анализ, техника и методология ядерных измерений. Достигнуты в настоящее время величины неопределенностей в ядерных данных менее 1 %, вследствие выполненного большого количества экспериментальных измерений в реакторной области энергий (от 0 до 20 МэВ) и развития методов обработки экспериментальных результатов на основе быстрого развития компьютерных технологий. Благодаря также

достижениям в области математических методов решения интегродифференциальных уравнений и применения современных компьютерных технологий разработаны математические коды, позволяющие решать это уравнение с минимальными статистическими погрешностями.

Наиболее точно характеристики реакторов проявляются и подтверждаются в тщательно отобранных экспериментах, а способность «каталога» воспроизводить интегральные параметры с заданной точностью является необходимым и обязательным инструментом при разработке конструкций реакторов.

Для практической реализации реакторов V поколения (ADS) необходимо [16]:

- показать осуществимость высокоинтенсивных ускорителей: линейных или циклотронов;
- изучить взаимосвязь ускоритель/мишень: тепловые нагрузки, радиационные повреждения;
- изучить физику реакций расщепления и промоделировать процессы, происходящие в веществе, при высоких энергиях;
- разработать технологию нейтрон-производящих мишеней (удаление тепла, радиационные повреждения, вызванные нейтронами с энергией больше 20 МэВ и усиленные рождением α -частиц, протонов и других частиц;
- изучить физику и кинетику подкритических размножающих систем (поскольку через одно-два взаимодействия нейтроны забывают свое происхождение (произошли они от источника реакций расщепления или от реакции деления);
- разработать схему съема тепла в подкритическом blanketе;
- определить скорости реакций трансмутации долгоживущих нуклидов и скорости их наработки.

Исследования подкритических систем (ADS) основаны на пионерских работах Глена Сиборга (он впервые в мире получил несколько миллиграммов плутония с помощью ускорителя), Лоуренса (изобретатель циклотрона) в США и Льюиса в Канаде (лаборатория Чак Ривер), которые предложили бридерные проекты с использованием ускорителей: Лоуренс – для наработки военного Pu-239 (проект “Material Test Accelerator”, 1950–1954 гг., а Льюис – в 1952 году для наработки U-233 для тяжеловодных реакторов CANDU [32]. Эти проекты были остановлены по экономическим причинам.

В конце 1980-х и начале 1990-х годов профессора Ч. Боуман из Лос Аламосской [33] и Х.Такахаша из Брукхэвенской [34] национальных

лабораторий США предложили концепции ADS для производства нейтронов расщепления, которые будут управляться линейными ускорителями протонов высоких энергий, с подкритическим бланкетом.

Целью проекта Ч. Боумана была трансмутация продуктов деления (ПД) с помощью ускорителя и производство энергии на основе подкритической системы с тепловым спектром, тогда как проект Х. Такахаши основан на использовании бланкета с быстрым спектром нейтронов (линейный ускоритель протонов с энергией 1,6 ГэВ и током пучка 104 мА) для сжигания актинидов.

Тогда же в Брукхэвенской лаборатории (США) разработали несколько концепций электроядерного бридинга: мишени из охлаждаемого натрием быстрого реактора, мишень из расплавленных солей и также легководный топливный регенератор, а пионерская идея использования реакций глубокого расщепления для трансмутации актинидов и продуктов деления была вскоре забыта. Токи протонных ускорителей (~ 300 мА), которые требовались для прямой трансмутации в реакциях расщепления, были гораздо выше достигнутых в то время на самых современных ускорителях. Кроме того, ежегодная трансмутация на ускорителе с током 300 мА будет возможна только для количества отходов, вырабатываемых в течение года одним водо-водяным реактором мощностью ~ 1 ГВт(эл) [34].

В 1994 г. Нобелевский лауреат Карло Руббиа предложил “Energy Amplifier” (ЕА) – оригинальную установку на уран-ториевом цикле, управляемую ускорителем и охлаждаемую жидким свинцом, для генерации энергии и сжигания (трансмутации) актинидов и продуктов деления [35]. По мнению авторов, основные преимущества этого проекта:

- 1) высокий уровень внутренне присущей безопасности установки;
- 2) минимальное производство долгоживущих нуклидов и исключение их захоронения в геологических формациях;
- 3) высокая сопротивляемость диверсиям и распространению ядерных материалов;
- 4) эффективное использование природных ядерных материалов без необходимости изотопного разделения;
- 5) более низкая стоимость производства тепла и более высокая рабочая температура по сравнению с легководными реакторами без производства CO_2 .

Синэнергетическая система THORIUM-NES была предложена профессором К. Фурукава (Токайский университет, Япония) [36; 37]. Она базировалась на следующих принципах:

1) основу системы для производства энергии составляют жидкосолевые ядерные реакторы деления, обладающие высокой степенью ядерной безопасности;

2) производство ядерного топлива осуществляется в электроядерных бридерах;

3) используется уран-ториевый топливный цикл и топливная технология на расплавленных фторидах, выполняющих функции ядерного топлива, воспроизводящего материала и теплоносителя.

Обоснование решения о поддержке исследований по проектированию демонстрационной установки ADS можно резюмировать следующим образом: уже существует общий промышленный интерес к технологии ADS и к реализации демонстрационной установки. В 1997 г. такой интерес был засвидетельствован документом «Интерес европейской атомной промышленности к технологии управляемых ускорителем систем для оценки конфигурации европейской эталонной системы», подписанным Ансальдо, Framatome, NNC и Siemens, который был передан в Европейскую комиссию.

Многолетний опыт сотрудничества существует во всех областях промышленного ядерного применения. Рекомендации Технической рабочей группы, сформулированные министрами исследований Франции, Италии и Испании, четко указывают на необходимость разработки и эксплуатации примерно через десять лет демонстрационной установки ADS в достаточно крупном масштабе, чтобы стать предшественником промышленного «трансмутатора». Такая установка, для которой общие европейские усилия являются необходимыми, считается «самым быстрым и наиболее экономически эффективным способом окончательной оценки возможностей и осуществимости полномасштабной промышленной программы на основе ADS; в перспективе создание промышленной платформы настоятельно рекомендуется.

В Европе было выполнено и выполняется в настоящее время большое количество научно-исследовательских и конструкторских работ для демонстрации отдельных базовых аспектов концепции ADS и определения концептуальных эталонных конфигураций станции – несколько различных технологических и конструктивных решений. Исходя из полученных знаний, стоит сосредоточить усилия только на двух вариантах проектирования: ADS с охлаждением свинцом и висмутом, цель состоит в разработке двух эталонных конфигураций для уровня, достаточного для проведения объективных сравнений и, в конечном итоге, выбора решения для подробной разработки [39–40].

Процесс изучения и сравнения конфигураций двух разных альтернатив будет иметь фундаментальное значение, полученное в результате исследований и разработок, проводимых университетами, центрами исследований и другими национальными органами. Поэтому сотрудничество между научно-исследовательскими институтами и атомной отраслью имеет решающее значение для получения необходимых соответствующих результатов эффективным и экономически эффективным образом. Фундаментальные исследования все еще очень необходимы (например, ядерные данные, совместимость материалов). Потребуется подтверждающие эксперименты для обоснования инженерного и технологического выбора.

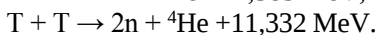
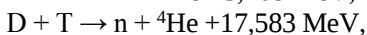
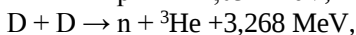
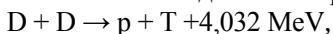
3.3. Мезокаталитический гибридный реактор

Проект мезокаталитического гибридного реактора следует рассмотреть отдельно, поскольку в нем объединяются все три ядерные технологии: реакции деления, синтеза и расщепления ядер. Мюонный катализ (muon catalyzed fusion), – процесс, облегчающий слияние ядер, например, изотопов водорода, происходящий при участии отрицательно заряженных мюонов. Реакция синтеза проходит при относительно низкой температуре в отличие от классического термоядерного синтеза [40–49].

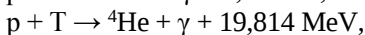
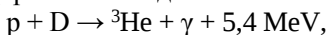
Сущность процесса состоит в следующем. Отрицательно заряженный мюон (нестабильная частица с временем жизни $\tau_\mu = 2,2 \cdot 10^{-6}$ с и массой $m_\mu = 206,769 m_e$), попадая в смесь изотопов водорода, образует там мезоатомы – атомы, в которых электрон заменён мюоном, – атомы протон-мюон (H- μ), дейтрон-мюон (D- μ) и тритон-мюон (T- μ), которые, сталкиваясь затем с молекулами H_2 , D_2 и T_2 (а также с молекулами HD, HT и DT), образуют мезомолекулы HH- μ , HD- μ , HT- μ , DD- μ , DT- μ и TT- μ (или, точнее, мезомолекулярные ионы $(HH-\mu)^+$, $(HD-\mu)^+$ и т. д.).

Поскольку мюон примерно в 207 раз тяжелее электрона, то размеры мезомолекул во столько же раз меньше размеров молекулярных ионов H_2^+ , HD^+ и т. д., в которых ядра удалены друг от друга в среднем на расстояние в две атомные единицы $\sim 2a_0 = 2h^2/m_e e^2 \approx 10^{-10}$ м. В мезомолекулах ядра удалены на расстояние примерно в две мезоатомных единицы $\sim 2a_\mu = 2h^2/m_\mu e^2 \approx 5 \cdot 10^{-13}$ м, причем такое сближение происходит при обычных температурах. На такое же расстояние сближаются ядра изотопов водорода при кинетической энергии ~ 3 кэВ, что соответствует ~ 30 миллионам градусов, которая сравнима с температурой, достигнутой в современных экспериментальных высокотемпературных термоядерных установках.

После образования мезомолекул DD μ , DT μ и TT μ чрезвычайно быстро, за время τ порядка $10^{-9} \dots 10^{-12}$ с, происходит слияние их ядер за счет сильного взаимодействия в реакциях:



В мезомолекулах с протоном HD μ и HT μ скорость слияния ядер малая (время жизни до слияния $\sim 10^6 \text{ с}^{-1}$) в реакциях:



так как определяется относительно слабым электромагнитным взаимодействием.

Поскольку эти реакции в мезомолекулах идут в присутствии отрицательного мюона μ^- , то для каждой из них возможны три канала:

- 1) мюон может или освободиться;
- 2) или образовать мезоатом гелия;
- 3) или распасться.

Свободный мюон может катализировать следующую реакцию синтеза, а мюон, захваченный ядром гелия (α -частицей), – нет. Кроме того, происходят распады мюонов на электроны и антинейтрино, поскольку время жизни мюона порядка 2,2 мкс. Таким образом, число реакций синтеза X_c , инициируемых одним мюоном, ограничено величиной коэффициента прилипания мюона к гелию ($\approx 0,5 \dots 1 \%$) и их распадами [40–42].

Экспериментально удалось получить значение $X_c \approx 100$, то есть один мюон способен высвободить энергию в $100 \times 14 \text{ МэВ} = 1,4 \text{ ГэВ}$. Но эта величина все же меньше, чем энергетические затраты на производство самого мюона на ускорителе (для пучка дейтронов необходимы энергии порядка 1...2 ГэВ, а с учетом коэффициента полезного действия ускорителя эти энергии должны быть еще выше). Таким образом, мюонный катализ пока энергетически невыгодный процесс. Коммерчески выгодное применение мюонного катализа для производства энергии возможно при X_c свыше 10^4 . Но прежде чем достичь коммерчески выгодного применения мюонного катализа, их необходимо иметь. Для того, чтобы получить μ -мезоны, необходимо получить π^- -мезоны, а уже затем преобразовать их в μ^- -мезоны.

π -мезоны или пионы – группа из трех нестабильных элементарных частиц: двух заряженных (π^+ и π^-) и одной нейтральной (π^0). Принадлежат к классу сильно взаимодействующих частиц (адронов) и являются среди них наиболее легкими. Пионы примерно в 7 раз легче протонов и в 270 раз

тяжелее электронов, то есть обладают массой, промежуточной между массами протона и электрона; в связи с этим они и были названы мезонами (греч. *mésos* – средний, промежуточный). Электрический заряд пионов в единицах элементарного заряда e равен $+1$ у π^+ -мезона, -1 у π^- -мезона и 0 у π^0 -мезона.

Пионы участвуют во всех известных типах взаимодействий элементарных частиц: сильном, электромагнитном, слабом и гравитационном. Гравитационное взаимодействие пионов крайне мало (как и у других элементарных частиц) и не изучалось. Слабое взаимодействие ответственно за нестабильность заряженных пионов, которые распадаются в основном на мюон (μ) и мюонное нейтрино (ν_μ) или антинейтрино ($\bar{\nu}_\mu$), а π^0 распадается за счет электромагнитного взаимодействия преимущественно на два γ -кванта. Эти реакции и представляют основной интерес для мюонного катализа.

Пионы, поскольку принадлежат к классу адронов, взаимодействуют с атомными ядрами, вызывая, в частности, их расщепление. Пробег пионов в веществе до ядерного взаимодействия зависит от их энергии и составляет, например, в графите для π^- мезонов около 13 см при энергии 200 Мэв и около 30 см при энергии 3 Гэв . При энергиях менее 50 Мэв пробег заряженных пионов в веществе определяется в основном потерями энергии на ионизацию атомов, так что, замедляясь, они обычно не успевают до своей остановки провзаимодействовать с ядрами. Так, пробег до остановки в ядерной фотоэмульсии π^+ или π^- с энергией 15 Мэв равен примерно $4,7\text{ мм}$. При этом остановившийся π^+ -мезон распадается на положительный мюон и нейтрино, π^- -мезон захватывается ближайшим атомом, образуя мезоатом; последующий ядерный захват π -мезона происходит с мезоатомных орбит и приводит к расщеплению ядра. Пороговая энергия образования пионов на тяжёлых ядрах ниже, чем на протонах, и близка к $m_\pi c^2$.

Для реализации мюонного катализа нужны только отрицательно заряженные пионы. Облучая мишени из легких ядер (литий, бериллий, углерод), в процессе ядерных реакций образуются пионы трех видов: π^- , π^+ и π^0 . Последние быстро распадаются на 2 γ -кванта, положительные – поглощаются в мишени, а нужные π^- -мезоны должны вылететь из пионо-образующей мишени и попасть в конвертер для превращения в μ^- -мезоны.

Современные ускорители создают пучки пионов высокой энергии (десятки Гэв) с потоками $\sim 10^7$ пионов в 1 с , а так называемые «мезонные фабрики» (сильноточные ускорители на энергии $\sim 1\text{ Гэв}$) должны давать потоки до 10^{10} пионов в 1 сек . Пучки быстрых заряженных пионов, которые проходят до распада десятки и сотни м , обычно транспортируются

к месту изучения их свойств и взаимодействий по специальным вакуумным каналам. Для того, чтобы энергетический баланс такого реактора был положительным, было предложено использовать нейтроны, вылетающие из пионообразующей мишени, и нейтроны реакции синтеза для наработки урана-233 или урана-235 в подкритических бланкетах и/или для последующей трансмутации минор-актинидов [40–42].

Среди предложенных концепций мезокаталитических реакторов наиболее проработанной является [40–42], согласно которой мезокаталитический гибридный реактор (МКГР) состоит из следующих основных частей (рис. 3.5):

- 1) сверхточный ускоритель дейтронов с энергией 1 ГэВ/нуклон;
- 2) пионообразующая мишень;
- 3) конвертер для конверсии π^- в μ^- -мезоны;
- 4) синтезатор, в объеме которого осуществляется мюонный катализ реакции dt-синтеза;
- 5) двухкомпонентный бланкет. одна составляющая которого преобразует энергию рассеянных в пионообразующей мишени адронов (электроядерный канал), вторая – энергию нейтронов синтеза.

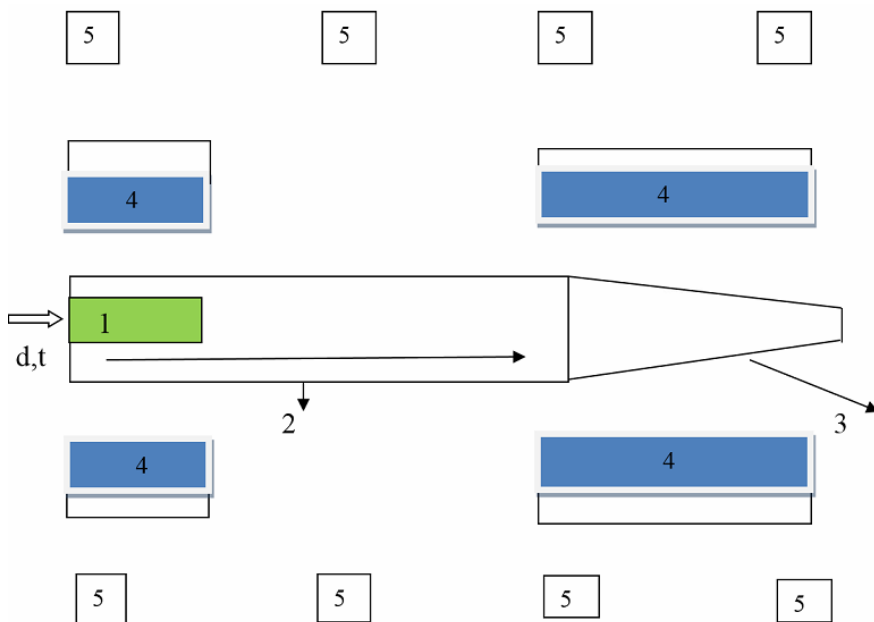


Рис. 3.5. Принципиальная схема мезокаталитического гибридного реактора:
 1 – пионообразующая мишень; 2 – конвертер, 3 – синтезатор; 4 – бланкет,
 5 – магнитные соленоиды

3.4. Исследования и разработки в обоснование проектов ADS

В данном разделе проанализируем исследования и разработки для обоснования промышленных ADS.

Японская национальная программа OMEGA (Options for making Extra Gains of Actinides and Fission Products Generated in the Nuclear Fuel Cycle) направлена на получение фундаментальных знаний по следующим направлениям [43]:

- 1) ядерные и термодинамические характеристики трансурановых элементов и продуктов деления;
- 2) технологии выделения трансурановых элементов и продуктов деления из отработанного топлива;
- 3) получение новых материалов для создания нового топлива, которое может быть использовано при рециклировании топлива в ядерных реакторах и подкритических системах.

В Японии такие исследования выполняются в рамках национальной программы по быстрым реакторам и ADS. Задачами исследований ADS [43] являются:

- проверка характеристик облучения и трансмутации МА;
- проверка достоверности моделирования;
- демонстрация безопасности системы;
- разработка приборов для измерения и эксплуатации;
- определение критериев проектирования ADS промышленного масштаба (несколько десятков МВт).

Большое количество экспериментов проводится также в университете г. Киото на критической сборке KUCA по нейтронной физике быстрых реакторов и ADS.

Рассматриваются два варианта экспериментальной ADS установки:

- подкритическая система, охлаждаемая эвтектикой свинец-висмут;
- подкритическая система, охлаждаемая жидким натрием.

ADS система состоит из протонного ускорителя с мощностью пучка в несколько МВт (класс J-PARC), твердой мишени из вольфрама и подкритической активной зоны с натриевым охлаждением. На первом этапе активная зона загружается обычным топливом из оксида урана (обогащение по урану-235 20 %). На втором этапе оксидное топливо заменяется на топливо из нитрида урана. Нитридное топливо частично разбавлено минор-актинидами для получения данных об эффекте облучения и эффективности трансмутации.

В этой экспериментальной ADS-установке для $k_{\text{эфф}}$ установлено значение 0,93, чтобы обеспечить достаточный запас реактивности и безопасность при проведении экспериментальных исследований. Номинальная

мощность составляет 30 МВт при инъекции протонного пучка мощностью 2,3 МВт. Средний нейтронный поток составляет порядка 10^{14} н /см²с.

На втором этапе мощность ускорителя и тепловая мощность увеличиваются до 4,5 МВт и 60 МВт, соответственно, с использованием топлива из нитрида урана.

Фундаментальные исследования все еще очень необходимы (например, ядерные данные, совместимость материалов), и потребуется ряд подтверждающих экспериментов для обоснования инженерного и технологического выбора.

Для завершения НИОКР будет необходимо решить проблемы, возникшие в результате исследований конструкции демонстрационной установки. Инновационные инженерные и технологические проблемы, продиктованные концепциями ADS, требуют целенаправленного подхода, избегания дублирования усилий и завершения работ с целью демонстрации осуществимости ADS и последующей безопасной эксплуатации.

В Японии промышленный масштаб проектируемых ADS-установок нацелен на проведение реальной трансмутации долгоживущих нуклидов из отработавшего ядерного топлива. Один блок ADS мощностью 800 МВт (тепл.) будет предназначен для поддержки около десяти блоков типовых легководных энергетических реакторов мощностью 1 ГВт. Конструкция такой ADS состоит из сверхпроводящего протонного ускорителя LINAC и быстрого подкритического реактора с эвтектикой из свинца и висмута, который одновременно выступает в качестве мишени и теплоносителя [43]. Подкритический реактор проектируется таким образом, чтобы получить быстрый энергетический спектр нейтронов для эффективной трансмутации МА с помощью пороговых реакций деления.

В качестве второго проекта ADS промышленного масштаба рассматривается ADS мощность 800 MW (тепл.) с натриевым охлаждением. В этой версии ADS промышленного масштаба будет состоять из сверхпроводящего протонного ускорителя (LINAC) и быстрого подкритического реактора с натриевым охлаждением с мишенью, изготовленной из вольфрама [43]. Как и в случае ADS со свинцово-висмутовым теплоносителем, в ADS с натриевым охлаждением используются сверхпроводящий протонный ускоритель (LINAC) и нитридное топливо.

Нейтронобразующая мишень, изготовленная из вольфрама, располагается в центре подкритического реактора. Тепловая мощность системы установлена порядка 800 МВт для выжигания минорактинидов, наработанных в 10 блоках коммерческих энергетических реакторов мощностью 1000 МВт. Температура охлаждающей жидкости на входе и выходе составляет 330 и 430 °С, соответственно. Максимальная скорость охлаждающей жидкости установлена на уровне 8 м/с на всех этапах выгорания.

Для изучения основных характеристик ADS и демонстрации осуществимости с точки зрения физики реактора и разработки нейтрон-производящей мишени в Японии планируется построить экспериментальную установку для трансмутации (TEF) в рамках проекта J-PARC. TEF будет состоять из двух зданий, названных экспериментальным центром по физике трансмутации (TEF-P) и целевым испытательным центром ADS (TEF-T), соответственно. TEF-P – это критическая сборка (нулевая мощность), также имеется протонный пучок малой мощности для исследования физики реактора и управляемости ADS. В TEF-P также можно будет измерять сечения реакции минорных актинидов, конструкционных материалов и так далее. TEF-T спроектирован как установка для облучения материалов пучком протонов с энергией 600 МэВ и мощностью 200 кВт [43].

Корейская программа включает концептуальные исследования по изучению трансмутации [38; 39]:

- 1) оценку сечений деления и спектров для актинидов;
- 2) оценку ядерных данных в области промежуточных энергий;
- 3) оценку скорости трансмутации актинидов в существующих водородных реакторах (PWR);
- 4) разработку программ по оценке скоростей трансмутации;
- 5) разработку концепции и базового проекта установки для трансмутации с помощью реакций деления;
- 6) определение ядерных и тепловых гидродинамических характеристик;
- 7) анализ чувствительности и неопределенностей параметров безопасности;
- 8) изучение гибридных систем и т. п.

Корейский научно-исследовательский институт атомной энергии (KAERI) разрабатывает систему, управляемую ускорителем (ADS) с 1997 года (HYPER HYbrid Power Extraction Reactor) [38; 39]. Она предназначена для трансмутации TRU и LLFP, таких как Tc-99 и I-129, поступающих из ОЯТ PWR. HYPER – ADS с быстрым спектром мощностью 1000 МВт ($K_{эфф} = 0,98$). Металлическое топливо U-TRU-Zr рассматривается для HYPER, так как оно соответствует системе пиропротекса, которая удовлетворяет требованиям нераспространения ЯМ. Pb-Bi используется в качестве материала для охлаждающей жидкости и мишени. Система охлаждения бассейного типа. Нижняя температура на входе и верхняя температура на выходе составляют 340 и 490 °С соответственно.

Индия. Первоначальные исследования по концепциям ADS были направлены на разработки концепции бустерного реактора, ториевого выжигателя, создание быстрых реакторов на ториевом топливе и выжигание Pu и минор актинидов. Эти исследования привели к разработке дорожной

карты по развитию ADS в Индии. В ходе этих исследований выяснилось, что наиболее сложной системой с точки зрения развития технологий и капиталовложений для ADS будет создание протонного ускорителя. Стояла задача по выбору из двух альтернативных типов ускорителей, а именно, циклотрона и линейного ускорителя. Принято решение, что только линейный ускоритель будет обеспечивать необходимый интенсивный ток пучка для ADS [38; 39].

Схема усилителя энергии (EA) с использованием эвтектики из свинца (45,5 %) и висмута (55,5 %) (LBE) в качестве мишени и охлаждающей жидкости, которая была предложена в начале девяностых годов, будет одной из требуемых конфигураций ADS для Индии. Кроме того, активная зона подкритического реактора – усовершенствованного реактора на тяжелой воде (AHWR) – также является кандидатом среди различных конфигураций реактора ADS. Эти конфигурации ADS с использованием тория основаны на нейтронных свойствах изотопа ^{233}U в качестве делящегося материала [38; 39].

В Индии также начата программа по проведению физических исследований подкритического реактора, управляемого генератором нейтронов. Будут выполняться измерения распределений нейтронного потока, спектров нейтронов, скоростей реакций деления, уровней подкритичности и др. [38; 39].

Подкритическая сборка из топливных элементов с природным ураном $\text{U}_{\text{ест}}$ и водой была выбрана для проведения базовых экспериментов по физике реакторов. Она состоит из твэлов из природного урана диаметром 3,45 см, покрытых алюминиевой трубкой толщиной 1 мм. Эти топливные элементы размещены горизонтально внутри алюминиевых трубок, расположенных в шестиугольной решетке с шагом 5,5 см внутри бака. В центральной осевой алюминиевой трубке размещается тритиевая мишень. Длина сердечника составляет 100 см, а загрузка 300 стержней дает $K_{\text{эфф}}$ порядка 0,87. Проектирование этой подкритической сборки завершено, и ведутся работы по изготовлению различных аппаратных и механических компонентов.

Италия. В соответствии с предварительным проектом, разработанным в 1998 году на основе концепции энергетического усилителя, предложенной ЦЕРН, была разработана первая конфигурация экспериментальной ADS со свинцово-висмутовым охлаждением (LBE-XADS) итальянской группой из 340 организаций, возглавляемые Ansado Nucleare, с целью оценки осуществимости небольших (80 МВтт) ADS. В конце 1997 г. была утверждена национальная программа под названием

TRASCO (TRASmutazione SCORie), целью которой является изучение физики и технологий, необходимых для разработки ADS для трансмутации радиоактивных отходов [38, 39].

Программа состояла из исследовательских подпрограмм по ускорителям, нейтронной физике, термогидравлическому анализу, технологии ввода пучка в нейтронообразующую мишень, технологии материалов и совместимости с Pb и Pb-Bi. В настоящее время большинство мероприятий в поддержку развития ADS, проводимых на национальном уровне, являются частью проектов, финансируемых ЕС. Эти мероприятия дополняются программным соглашением (AdP – Accordo di programma), подписанным между Европейским Агентством по атомной энергии (ENEA) и Министерством экономического развития, которое предусматривает выполнение ряда мероприятий, направленных на развитие ADS и реакторов на быстрых нейтронах [38; 39].

В рамках **Французской национальной программы (GEDEON)** активно изучались подкритические системы, управляемые ускорителями, где им отводится значительная роль, в том числе для производства энергии, в симбиозе с традиционными реакторами с урановым и уран-плутониевым топливом, быстрыми реакторами для сжигания актинидов и долгоживущих продуктов деления и решения проблем закрытия топливного цикла. Научные задачи, поставленные в рамках данной программы, включали [44; 45]:

- 1) изучение физических характеристик нейтрон-производящих мишеней;
- 2) изучение вопросов охлаждения, радиотоксичности и коррозии нейтрон-производящих мишеней;
- 3) разработку компьютерных программ и их верификацию для расчетов нейтронно-физических и теплофизических характеристик нейтрон-производящих мишеней;
- 4) накопление и анализ ядерных данных для актинидов, продуктов деления, свинца, висмута;
- 5) изучение радиационных повреждений материалов мишеней в нейтронных и протонных полях;
- 6) изучение нейтронно-физических характеристик подкритического реактора MASURCA (программа MUSE) [45];
- 7) системные исследования и изучение различных сценариев развития энергетической системы.

Первые эксперименты по физике подкритических систем были проведены французскими учеными в ядерном центре Кадараш, основываясь на концепции, изложенной в работах [44; 45]. Целью первого этапа иссле-

дований был анализ компьютерных кодов и библиотек оцененных ядерных данных, способных рассчитывать нейтронно-физические характеристики подкритических систем с внешним источником (в качестве внешнего источника использовался ^{252}Cf). С этой целью критическая сборка «MASURCA» на уран-плутониевом топливе была модернизирована путем выгрузки нескольких кассет для получения уровня подкритичности 0,98 (рис. 3.6).

Следующий этап исследований начался с сооружения нейтронпровода для нейтронного пучка от импульсного генератора нейтронов GENEPI. Далее были проведены экспериментальные исследования с нейтронами (энергия ~ 14 МэВ) [44; 45]. Основной целью экспериментов второго этапа была проверка концепции по применению генератора нейтронов в качестве внешнего источника нейтронов, определение методов измерения уровня подкритичности, измерения спектральных индексов и др.

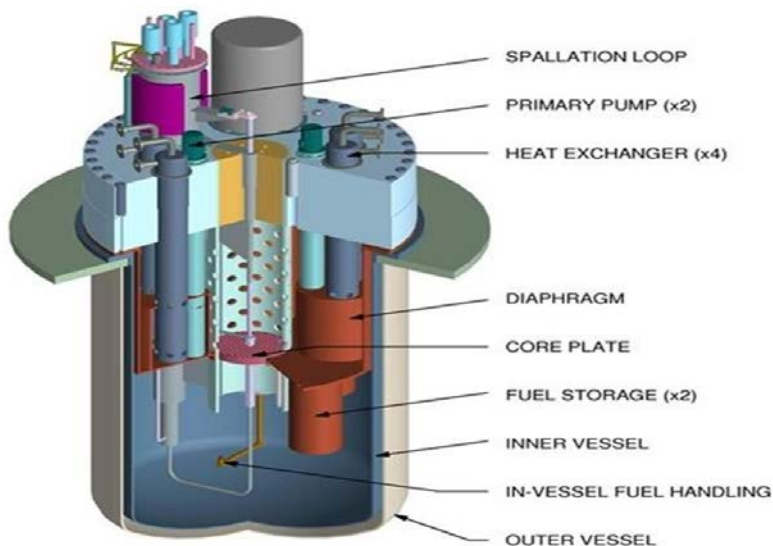


Рис. 3.6. Проект установки MYRRHA: нейтронобразующая мишень (spallation loop) – главный насос (primary loop), теплообменник (heat exchanger); основание активной зоны (core plate), хранилище топлива (fuel storage), внутренний бак (inner vessel), бак для работы с топливом (in-vessel fuel handling), внешний бак (outer vessel)

Основные темы программы MUSE:

1. определение подкритических экспериментальных конфигураций, представляющих интерес (с точки зрения топлива, геометрического расположения, типа внешнего источника и режимов работы);

2. разработка новых специфических экспериментальных методов, в основном для поддержки работы подкритических систем, а также для получения широкого спектра экспериментальных результатов для определения точных экспериментальных неопределенностей;

3. экспериментальные данные по характеристикам этих конфигураций (с точки зрения уровня реактивности и нейтронных спектров) с помощью интегральных экспериментов с использованием стандартных или новых экспериментальных методов;

4. анализ этих экспериментальных результатов с использованием различных библиотек ценных ядерных данных и методов расчета (детерминированные и Монте-Карло), с целью оценки характеристик существующих нейтронных кодов и внесения вклада в расчеты для определения нейтронных характеристик ADS;

5. предложение новых стратегий, позволяющих определять уровень реактивности докритических конфигураций без необходимости достижения критической конфигурации.

Конфигурации активной зоны в программе MUSE (2001–2004 гг.) основаны на базовой топливной ячейке (всего их 16), состоящей из двух MOX твэлов и двух натриевых стержней, представляющих собой ячейку быстрого реактора (обогащение по Pu-239 25 % и с содержанием 18 % Pu-240) с натриевым теплоносителем. Топливная зона окружена в радиальном и осевом направлениях экраном из нержавеющей стали и натрия (75–25 %). Полная информация об этих конфигурациях и используемых материалах представлена в [52; 53].

В рамках **интегрированного проекта IP EUROTRANS** [46] 6-ой Рамочной программы (FP) Европейского Союза (ЕС) 51 европейская организация имеет стратегическую цель исследований и разработок для достижения европейской трансмутации (ETD). Цель четырехлетней долгосрочной программы, финансируемой Европейским сообществом, состоит из двух частей:

– разработка концептуального проекта Европейского объекта промышленной трансмутации (EFIT) с реактором, охлаждаемым свинцом, мощностью в несколько сотен МВт для выжигания младших актинидов и производства электроэнергии по разумной цене. Дизайн будет разработан с целью оценки стоимости создания такой установки.

– детальное проектирование меньшей XT-ADS (экспериментальная трансмутация в управляемой ускорителем системе) в качестве установки, которая будет построена в краткосрочной перспективе. XT-ADS также

предназначен для использования в качестве возможной испытательной установки для основных компонентов и для работы EFIT при более низких рабочих температурах, допускаемых применением эвтектики свинец-висмут в качестве теплоносителя и материала нейтронобразующей мишени.

Установка EFIT разрабатывается как демонстрационная система для трансмутации топлива из младших актинидов. Предполагается, что она начнет функционировать через достаточно большой период времени после установки ХТ-ADS (около 2040 г.) и, следовательно, будет использовать опыт, полученный в результате выполнения европейских программ исследований и разработок (НИОКР) по топливу и материалам и эксплуатации ХТ-ADS, который должен быть построен и введен в эксплуатацию в ближайшее время.

EFIT – это устройство для трансмутации в промышленном масштабе, характеристиками которого являются эффективность трансмутации, простота в эксплуатации и обслуживании и производства электрической энергии при разумных финансовых затратах [54].

Важнейшим этапом исследований подкритических систем стал Интегрированный проект (ИП) ЕВРОТРАНС 6-ой и 7-ой рамочных европейских программ [46]. Целью ИП ЕВРОТРАНС являлась оценка возможности реализации проекта индустриального прототипа ADS, предназначенного для трансмутации долгоживущих нуклидов. Научные исследования в рамках ИП ЕВРОТРАНС были сконцентрированы на следующих видах деятельности [46]:

1. Разработка первого проекта экспериментальной установки, демонстрирующей техническую осуществимость трансмутации в ADS (ХТ-ADS), а также доработка концептуального проекта Европейской установки для промышленной трансмутации (EFIT) (реализация в короткий период).

2. Получение надежных экспериментальных данных («каталог»), которые требуются для разработки технического проекта индустриального прототипа ADS, по связи ускорителя, мишенного устройства и подкритического blankets из соответствующих экспериментов при достаточной мощности (20–100 кВт). Каталог должен включать:

- экспериментальные методы измерений различных нейтронно-физических, тепловых и гидродинамических характеристик;
- динамическое поведение составляющих компонент;
- эффекты обратной связи;
- физическая защита;
- проблемы безопасности и лицензирования.

1. Разработка и демонстрация необходимых сопутствующих технологий, которые будут работать при средних и высоких температурах и в условиях высоких радиационных нагрузок:

- технологии производства топлива и его переработки;
- технологии производства структурных материалов.

2. Исследования по термогидравлике технического проекта индустриального прототипа ADS и технологии тяжелых жидких металлов.

3. Валидация расчетных кодов, подтверждение имеющихся ядерных данных и получение недостающих.

4. Определение недостающих составляющих для обеспечения полной технической осуществимости.

5. Выполнение экономической оценки индустриального прототипа ADS.

Проекты энергетических и выжигающих подкритических систем, управляемых ускорителями заряженных частиц высоких энергий, все еще находятся на стадиях разработки. В Европе разрабатываются проекты трех экспериментальных установок, предназначенных для трансмутации долгоживущих РАО, чтобы продемонстрировать их безопасную и эффективную работу [46]:

- два проекта ADS со свинцово-висмутовым теплоносителем мощностью 50 и 80 МВт;
- газоохлаждаемая ADS мощностью 80 МВт.

В эксплуатации в настоящее время находятся сборки нулевой или малой мощности, в которых используются быстрые нейтроны деления или нейтронные генераторы в качестве внешних источников для изучения физики и кинетики ADS: MASURKA (Кадаш, Франция) [44], FEAT (ЦЕРН, Швейцария) [47], GUINEVERE (Моль, Бельгия) [48]. «Яліна-Тепловая» и «Яліна-Бустер» (Минск, Беларусь) [47], VENUS (Китай) [47]. Также планировалось создание подкритической сборки (SAD – Subcritical assembly Dubna – Дубна, Россия) [49], планируются подкритической сборки TEP-P (Япония) [49], BARC (Индия) [47] в рамках национальных программ по изучению перспективности применения ADS с целью замыкания ядерных топливных циклов. Данные установки предназначены в первую очередь для изучения физики и кинетики таких систем, связи между ускорителем, мишенью и бланкетом, отработки методик измерений нейтронно-физических характеристик, валидации библиотек оцененных ядерных данных и расчетных кодов.

Подкритический комплекс SM1 эксплуатируется в Университете Павии, Италия. В активной зоне подкритической сборки 206 топливных элементов из природного урана (~2000 кг), замедлитель – вода, охлажде-

ние – естественная циркуляция. В качестве источника нейтронов используется Pu-Be интенсивностью 7×10^6 н/с. Значение k_{eff} составляет 0,86 (мощность установки 1 мВт). В состав стенда входит радиохимическая лаборатория [50].

Основными направлениями деятельности комплекса SM1 являются:

- наработка коротко- и среднеживущих радиоизотопов для экспериментов в области радиохимии;
- измерение потока нейтронов с помощью реакций захвата нейтронов;
- облучение небольших электронных компонентов в низком нейтронном потоке;
- тестирование различных кремниевых фотоумножителей на радиационную стойкость;
- подготовка студентов и аспирантов в области физики и кинетики реакторов, радиохимии.

Подкритическая сборка эксплуатируется в Политехническом институте, Монреаль, Канада [50]. Основные направления исследований включают:

- исследования фундаментальных основ ядерной физики (длина диффузии, площадь миграции и коэффициент теплового использования и др.);
- измерения осевого и радиального распределения плотности нейтронного потока для шестиугольной и квадратной решеток ТВЭЛов,
- оптимизация расположения топлива и замедлителя.

Результаты исследований в области разработки топлива, структурных материалов, термогидравлики, жидко-металлической технологии и ядерных данных станут необходимы для экспериментальной демонстрации связи компонентов ADS. Итоги многолетней работы с участием большого количества стран-участниц и значительными финансовыми ресурсами позволят обеспечить надежность оценки технологической осуществимости и оценки стоимости трансмутации в ADS, по возможности, выбрать базовый проект экспериментальной ADS для сооружения в ближайшем будущем.

Европейский союз объединил исследования по важнейшим направлениям в рамках 5-ой – 7-ой Европейских рамочных программ для изучения ключевых вопросов технологий трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и создания Европейского подкритического пилотного реактора, управляемого ускорителем протонов с энергией 200 МэВ (проект MYRRHA) [46; 48]. MYRRHA представляет собой систему, в которую входят реактор мощностью 100 МВт(т) с теплоносителем свинец-висмут и линейный ускоритель протонов (600 МэВ, 2,5 мА). При отключенном ускорителе реактор в системе будет пребывать в глубокой подкритике

($k_{\text{эфф}} = 0,95$); в стационарное состояние он будет выводиться за счет нейтронов, рождающихся в специализированной мишени под действием пучка ускоренных протонов (рис. 3.6).

Впрочем, предусмотрена возможность работы реактора в обычном критическом режиме. Работы по проекту MYRRHA ведутся с 1998 года. По принятому плану, на первом этапе будет пущен ускоритель на 100 МэВ, на втором – ускоритель на 600 МэВ, и только на третьем этапе ожидается пуск реактора, однако второй и третий этапы могут выполняться параллельно. Завершение первого этапа (он получил название MINERVA) произойдет в 2026 г., а в окончательном виде ADS-система заработает в Бельгии в 2036 г. В рамках работ по проекту MYRRHA в бельгийском ядерном центре SCK-CEN был построен целый ряд исследовательских стендов, в том числе предназначенных для исследований и изучения поведения теплоносителя свинец-висмут. Целью поэтапного подхода являлась демонстрация практической технологии трансмутации минор-актинидов и продуктов деления в подкритическом реакторе, управляемом внешним источником.

Ядерная установка GUINEVERE со свинцовым теплоносителем эксплуатируется в бельгийском центре ядерных исследований. Стенд мощностью 1 кВт выступает предшественником гибридной системы MYRRHA мощностью 57 МВт. Установка GUINEVERE (Бельгия) была создана в рамках интегрированного проекта EBROTРАНС на базе критического реактора VENUS (рис. 3.7) [48].

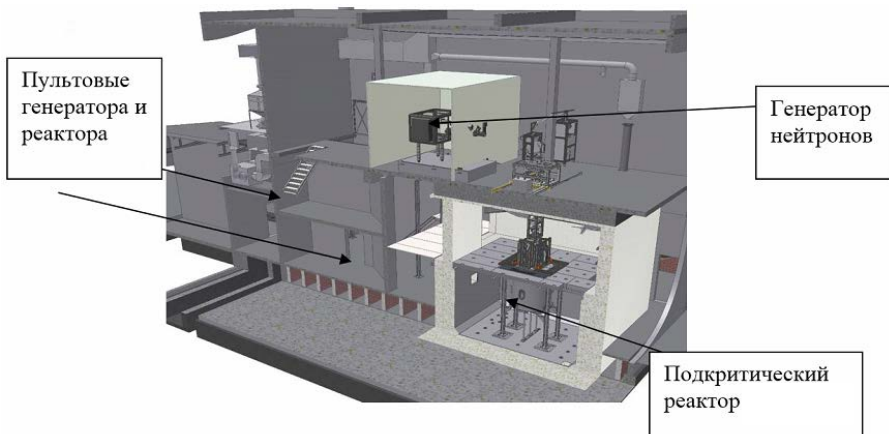


Рис. 3.7. Подкритический стенд GUINEVERE, управляемый генератором нейтронов, на базе критического реактора VENUS (Моль, Бельгия)

Для проведения экспериментальных исследований в подкритическом режиме в качестве внешнего источника используется нейтронный генератор, который перевезен из Гренобля (Франция), модернизирован (для работы в непрерывном режиме) и пущен в эксплуатацию. Ионы дейтерия подаются на ускоритель, разгоняются и попадают после поворота на тритий-титановую мишень. В мишени происходит реакция $T(D,n)^4He$ с испусканием 14-МэВ нейтронов – внешнего источника для подкритической сборки с $k_{eff} = 0,97$. Нейтронный генератор GENEPI-3C, который будет работать в составе проекта установки GUINEVERE, обладает улучшенными характеристиками по сравнению со своими предшественниками. Интенсивность нейтронного пучка в нем варьируется от 2×10^9 до 10^{11} н/с. Кроме того, в проекте предусмотрены и другие подкритические конфигурации для сборки, в том числе, за счет варьирования характеристиками отражателей. В итоге на подкритической установке VENUS-F можно будет создавать подкритические состояния с k_{eff} от 0,85 до 0,99.

В дальнейшем планируется использование ускорителя протонов с энергией 200 МэВ для генерации нейтронов в свинцовой мишени [48]. Измерение интенсивности нейтронного пучка может производиться по измерению количества альфа-частиц, приобретающих при своем образовании энергию 2,56 МэВ. Стоит добавить, что, кроме реакции «тритий–дейтерий», в мишени происходит также реакция «дейтерий–дейтерий» с получением протона и трития. Она становится возможной вследствие постоянной имплантации в материал мишени налетающих ускоренных частиц дейтерия.

Работы по проекту подкритической установки GUINEVERE ведутся совместно французскими и бельгийскими специалистами. Задача, которая ставится перед ними – попытаться освоить на практике технологию комбинированных систем, включающих в себя подкритический реактор и управляющий ускоритель. Логика комбинированных систем ADS проста. Входящий в них реактор находится в подкритическом состоянии, что исключает на нем в принципе реактивную аварию. Выход на критику производится за счет внешнего источника, в роли которого выступает ускоритель. При отклонениях от пределов нормальной эксплуатации ускоритель может быть так или иначе отключен, и реактор сразу же вернется в подкритическое состояние. Мотивациями работ по проекту подкритической установки GUINEVERE называют желание расширить и дополнить эксперименты MUSE, проводившиеся в Кадараше на исследовательском реакторе MASURCA в 2000–2004 гг. по мониторингу реактивности в подкритических системах. Наконец, еще одной важнейшей мотивацией стала необходимость иметь в Западной Европе работающую установку для освоения технологий реакторов четвертого поколения.

Название проекта GUINEVERE расшифровывается как "Generator of Uninterrupted Intense NEutron at the lead VENus REactor". Впервые на уровне документов о нём заговорили в 2006 г., а в декабре того же года его одобрили участники интегрированного европейского проекта EUROTRANS (FP6).

Среди конкретных задач, которые должен решать новый стенд, разработчики выделили следующие направления:

- квалификация методик и систем мониторинга реактивности в подкритичном состоянии;
- подтверждение расчётных моделей для взаимоотношения мощности системы и интенсивности внешнего источника;
- изучение и освоение процедур пуска и останова комбинированной системы, валидация аппаратуры и методик КИПиА;
- интерпретация и валидация экспериментальных данных, валидация с их помощью расчётных кодов;
- эксперименты в обоснование безопасности и лицензирования отдельных составляющих комбинированных систем.

Подкритическая установка GUINEVERE может также помочь европейским атомщикам в деле освоения тяжёлометаллических теплоносителей для быстрых реакторов будущего.

Итогом многолетних исследований 5-ой, 6-ой и 7-ой Европейских рамочных программ будет создание первого европейского пилотного подкритического реактора для демонстрации осуществимости технологий трансмутации и производства энергии в ADS [46; 48].

Основной целью американской программы ATW (США, ЛАНЛ) [50] являлась разработка дорожной карты по изучению возможности выжигания трансурановых элементов отработавшего топлива PWR (после 10-летней выдержки) в подкритических системах. Например, в системе с жидким топливом в виде фторида расплавленной соли в графитовой решетке, управляемой ускорителем протонов с энергией 1 ГэВ.

Первым итогом этой программы явилось заключение о необходимости продолжения работ по созданию хранилища для захоронения долгоживущих отходов. Оценивались возможности вклада этой программы в нераспространение ядерных материалов и в трансмутацию ВА РАО. Определялись преимущества различных типов ускорителей, подкритических систем с тепловым и быстрым спектрами, различных типов топлива (расплавленные соли или твердое топливо), гомогенные и гетерогенные активные зоны, виды теплоносителя, материалы нейтронобразующей мишени).

Подкритическая сборка для изучения физики и кинетики подкритических систем, управляемых внешними источниками нейтронов, построена в Китае (рис. 3.8) [16; 50]. Проект ядерной установки физической мощности,

которая сможет работать в критическом и подкритическом режимах, разрабатывается в Институте безопасности ядерных технологий Китайской академии наук для более глубокого изучения физики и кинетики систем с быстрым спектром нейтронов. В качестве пилотного проекта свинцово-висмутового реактора выбран CLEAR. Создаются стенд CLEAR-0, который будет функционировать в критическом и подкритическом режимах для изучения физики и кинетики ADS, протонный ускоритель с энергией 5 МэВ, свинцово-висмутовую и свинцовую мишени.

Как и в проекте GUINEVERE, активная зона будет состоять из свинцовых блоков, в которые будет загружаться двуокись урана с обогащением по урану-235 порядка 30–40 %. На первом этапе в качестве внешнего источника будет использоваться генератор нейтронов, а на следующем – ускоритель протонов [16].

Проекты CLEAR представляют собой целое семейство реакторных проектов различного назначения. В них используются в качестве теплоносителя свинец и свинец-висмут, на будущее рассматривается также свинец-литий [16; 50].

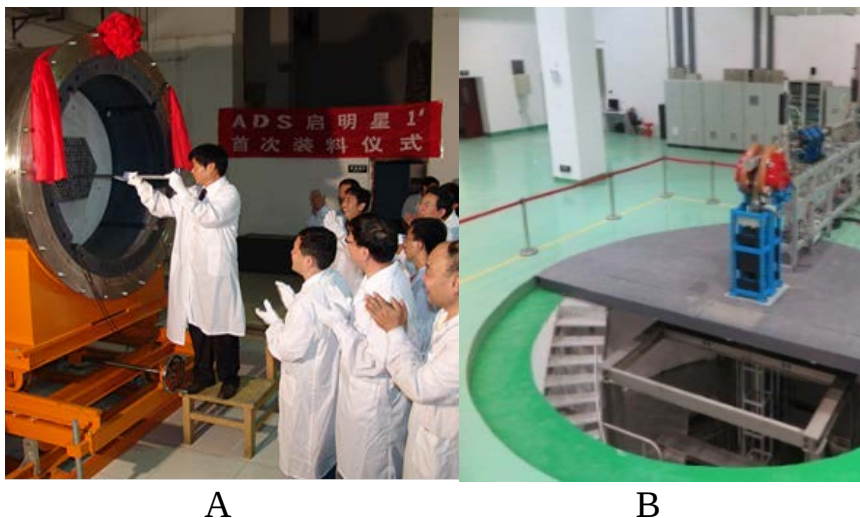


Рис. 3.8. Подкритическая сборка VENUS (A) и CLEAR-0 (B) (Китай)

Китайские специалисты работают по различным направлениям. Они рассматривают проекты как критических реакторов, так и ADS-систем.

Критическая сборка нулевой мощности CLEAR-0 – первый в серии аппаратов на жидкометаллическом теплоносителе (ТЖМТ), к сооруже-

нию которого в институте INEST уже приступили. Первый этап строительства сборки был завершен в конце 2017 г. Задача сборки CLEAR-0 – выступить в качестве экспериментальной платформы для отработки технологий будущих жидко-металлических реакторов и для валидации их проектов. Топливо – диоксид урана с обогащением 19,75 %. Теплоноситель моделируется твердым свинцом-висмутом. Активная зона может собираться в двух режимах – критическом и подкритическом. В последнем случае для выхода на критику используется технология ADS (дополнительные нейтроны генерируются ускорителем).

Результатом первого этапа строительства сборки CLEAR-0 стало создание сборки CLEAR-0A. Она отличается тем, что в ней используется топливо из природного урана. Сборка может функционировать только за счет нейтронов, получаемых с помощью нейтронного генератора HINEG (high intensity fusion neutron generator). В 2018 году на сборке CLEAR-0A прошли эксперименты по измерению выхода нейтронов из ускорителя. До конца года должны быть измерены скорости деления и поток нейтронов в активной зоне. Далее на сборке начнутся эксперименты по валидации нейтронных данных и используемых в расчетах ТЖМТ-реакторов кодов.

По направлению ускорительно-управляемых систем в институте INEST разрабатывают проект многофункционального подкритического реактора CLEAR-A – точнее говоря, линейку реакторов разной мощности под общим названием CLEAR-A. Появление первых аппаратов из этой серии ожидается в 30-ые годы. Отличительной особенностью проекта CLEAR-A является то, что в нем использован принцип свечи, наподобие японской концепции CANDLE.

Активная зона CLEAR-A состоит из трех областей (снизу вверх): выгоревшая, выгорающая, размножающая. Перед началом работы реактора выгоревшей области, естественно, еще нет, а выгорающая область является запальной. Источник нейтронов, управляемый ускорителем, помещается в центре активной зоны по радиусу, а по высоте он находится на уровне выгорающей области. Без источника реактор глубоко подкритичен (k_{eff} порядка 0,97).

Первый проект в линейке CLEAR-A – исследовательский реактор CLEAR-A10 тепловой мощностью 10 МВт(т). Топливом в нем будет диоксид урана, теплоносителем – СВТ, конструкционными материалами – сталь 316L.

Для более мощных проектов под условными названиями CLEAR-A100 и CLEAR-A1000 (электрические мощности 100 и 1000 МВт(э), соответственно) планируется переход на металлическое топливо, свинцовый теплоноситель и конструкционные материалы HT-9 и CLAM.

Реактор CLEAR-A может работать как в открытом, так и замкнутом топливном цикле. В условиях закрытого ядерного топливного цикла подпитка будет осуществляться обедненным ураном и/или торием, возвращаясь в цикл уран, плутоний и минорные актиниды.

Даже при работе в открытом цикле CLEAR-A будет в состоянии утилизировать до 20 % загружаемых тяжелых металлов (уран, торий). В замкнутом цикле степень их утилизации возрастет до 90 %.

Как известно, принципиальной проблемой для коммерческих ADS-систем является создание мощного ускорителя, работающего стабильно на протяжении длительного периода времени.

Разработке ускорительной части CLEAR-A китайские специалисты уделяют большое внимание. Они намерены разработать протонный ускоритель на 900 МэВ с током до 10 мА. Такой ускоритель сможет обслуживать реакторы CLEAR-A100, а вот для тысячника потребуется иметь в активной зоне не одну, а семь мишеней-источников нейтронов.

Проект коммерческого жидко-металлического реактора ТЖМТ, который, по мнению специалистов INEST, может быть реализован первым – это проект CLEAR-M. В коммерческом варианте проект носит название CLEAR-M10d. Это малый модульный реактор электрической мощностью 10 МВт(э), или тепловой мощностью 25 МВт(т).

В качестве теплоносителя предлагается использовать не свинцово-висмутовую технологию, а свинец, чтобы избежать проблем, связанных с образованием полония. Температура свинца на выходе из активной зоны – 500 °С. Тип реактора – бассейновый, двухстеночный. Время между перегрузками – до 10 лет. Топливо – UO_2 . Начальный запас реактивности достаточно высокий (k_{eff} порядка 1,08). Активная зона собирается из урана трёх обогащений – от 16,5 % до 19,75 %.

США. Графитовый подкритический реактор (GSR) был построен в штате Пенсильвания в 1958 году. GSR состоит из нескольких сотен блоков реакторного графита для формирования массива размером 266 см × 161,5 см × 178 см. Вся установка покрыта кадмиевым листом, а затем алюминием. Максимальный поток составляет примерно 10^4 н/(см²с). Максимальный k_{eff} составляет примерно 0,7. Предусмотрено использование 5 нейтронных источников для проведения различных экспериментальных и лабораторных работ. Установка создавалась для расширения возможностей по обучению студентов в области ядерной физики и ядерных технологий. С тех пор она непрерывно использовалась в течение 55 лет как часть учебной программы по физике реакторов. В настоящее время GSR используется в качестве инструмента для обучения физике подкритических систем студентов (100 студентов в год). Кроме того, эта установка используется для проведения экспериментов в потоке термализованных нейтронов,

например для целей ядерной безопасности, для разработки нейтронных детекторов и др. [50; 51].

Иордания. Подкритическая сборка (JSA) спроектирована главным образом как образовательный инструмент с целью обучения, получения опыта работы и экспериментальных исследований студентов и преподавателей. Простая и безопасная конструкция представляет студентам и преподавателям уникальную возможность для понимания фундаментальных основ физики и кинетики реакторов, получения реального опыта работы по измерению ключевых характеристик реактора [52]. Сборка используется для проведения следующих экспериментов:

- выход в критическое состояние;
- измерение аксиального и радиального распределения потока нейтронов;
- измерение нейтронного потока;
- измерения методом Rossi- α ;
- измерения методом Feynman- α ;
- измерения методом стреляющего источника (source-jerk);
- измерения пустотного эффекта (fuel void effect);
- изменения эффекта управляющего стержня (control rod (poison) effect).

Подкритическая сборка принадлежит Иорданскому университету науки и технологий (Jordan University of Science and Technology – JUST University), конкретно – факультету ядерной энергии (Nuclear Engineering Department NED).

Подкритическая сборка – это основная экспериментальная лаборатория для проведения лабораторных работ и научных исследований факультета [52]. (рис. 3.9). Все характеристики подкритической сборки, относящиеся к ядерной и радиационной безопасности, удовлетворяют стандартам безопасности МАГАТЭ. Так, эффективный коэффициент размножения k_{eff} может варьироваться от 0.94 до ~ 0.95 1), а обогащение топлива по ^{235}U составляет порядка 3 %~4 %, интенсивность 1×10^6 н/с [52].

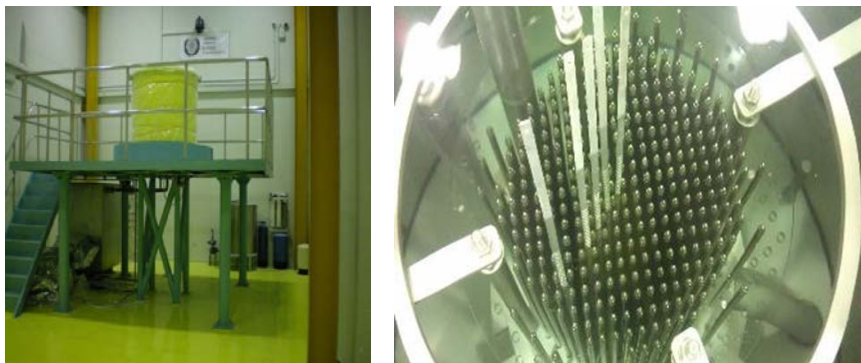


Рис. 3.9. Общий вид Иорданской подкритической сборки

Япония. Институт исследовательских реакторов Киотского университета проводит исследования по ADS с тепловым спектром нейтронов. Конфигурация сборки представлена на рис. 3.10. Для топливных сборок были подготовлены три удерживающие рамы, а именно два для топливных сборок с твердым замедлителем и один для топливных сборок с легким водным замедлителем.

Активная зона состоит из 20 штатных тепловыделяющих сборок и одной нештатной тепловыделяющей сборки, которые загружены на решетчатую плиту. Топливные элементы и замедлители каждой сборки были помещены в алюминиевую оболочку толщиной 1,5 мм, а поперечное сечение элементов внутри сборки составляет 200 квадратов. Штатная тепловыделяющая сборка состоит из 36 элементарных ячеек (урановая пластина с алюминиевой оболочкой и двумя полиэтиленовыми пластинами). Нештатная тепловыделяющая сборка состоит из 12 элементарных ячеек этих пластин и используется для регулирования чрезмерной реактивности активной зоны. Высота активной зоны составляет около 40 см, с дополнительными верхним и нижним полиэтиленовыми отражателями около 60 см.

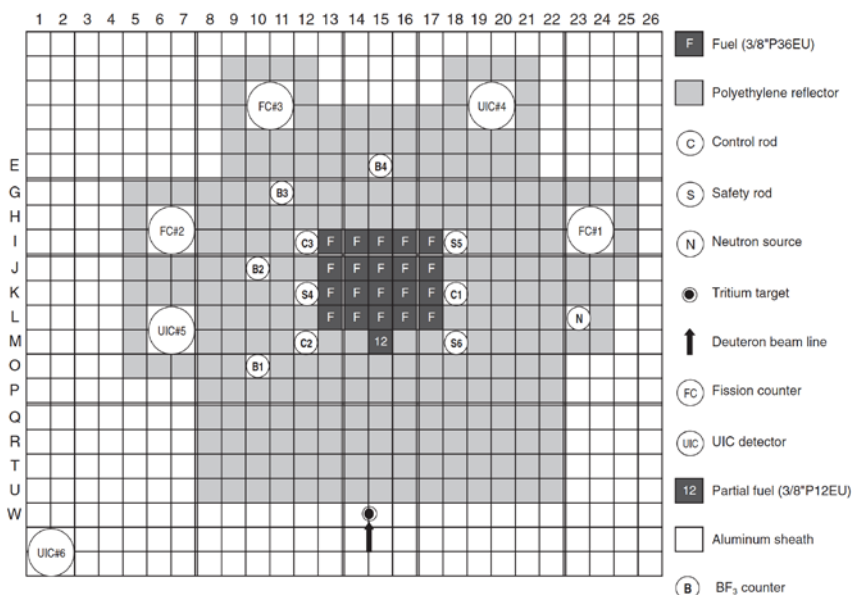


Рис. 3.10. Конфигурация активной зоны сборки KUCA: F – топливные сборки; □ –полиэтиленовый отражатель, с – стержень управления; ↑ – стержень безопасности; N – источник нейтронов; ● – тритиевая мишень, ↑ – ионопровод; FC – камера деления; UIC – детектор; □ – алюминий; 12 – дополнительная топливная сборка, B – борный счетчик BF³

Тепловая мощность составляет 100 Вт. Топливо сборки – уран с обогащением 93 %. KUCA имеет шесть регулирующих стержней, три из которых используются в качестве предохранительных стержней для аварийного останова реактора и обозначаются как S4, S5 и S6. Другие представляют собой стержни для регулировки реактивности и обозначаются как C1, C2 и C3. В качестве пускового канала реактора используются три камеры деления (FC).

Стенд KUCA оборудован импульсным ускорителем протонов с энергией 150 МэВ. Протоны падают на вольфрамовую мишень для получения нейтронов в реакциях расщепления.

Импульсный нейтронный генератор был совмещен с активной зоной, где DT-нейтроны с энергией 14 МэВ вводились в подкритическую систему через полиэтиленовый отражатель. Генератор состоит из источника ионов типа дуоплазматрона, ускорителя типа Кокрофта–Уолтона для пучка дейтронов и тритиевой мишени. Импульсные нейтроны генерируются в результате реакции DT импульсным и ускоренным пучком D и T в металле

мишени. Мишень была размещена вне полиэтиленового отражателя, как показано на рис. 3.10. Длительность импульса и период повторения импульса пучка можно контролировать дистанционно с помощью дугового генератора импульсов, установленного в пультовой. Проведенные исследования включали эксперименты по измерению нейтронно-физических характеристик сборки, фундаментальные эксперименты с активной зоной с легководным замедлителем, а также эксперименты с твердым замедлителем в активной зоне с ториевым топливом.

Российская Федерация. В научно-исследовательских институтах (ВНИИЭФ, ОИЯИ, РСК КИ, ИЯИ РАН, ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ВНИИТФ и др.) проводятся исследования ADS-установок для выжигания долгоживущих радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации тепловых реакторов, в первую очередь минорных актинидов (МА). Эти исследования в основном связаны с изучением физических процессов, существующих в ADS и их параметров, а также с проектными исследованиями и обоснованием экспериментальных средств ADS [39; 50].

Разработки ускорителей с требуемыми параметрами ведутся в Лосс-Аламосской национальной лаборатории (ЛАНЛ, США) с привлечением специалистов мирового уровня из других стран. В Российском Федеральном центре «Физико-энергетический институт им. Лейпунского» в рамках проектов Международного научно-технического центра (МНТЦ) создана свинцово-висмутовая мишень. После оформления необходимых документов она передана в ЛАНЛ США для проведения испытаний по изучению связи ускоритель-нейтрон-производящая мишень.

Одним из важнейших направлений исследований является получение достаточно точных и надежных ядерных данных по МА для области энергий, характерных для ADS. В настоящее время подготовлена скоординированная программа исследований по измерению и оценке ядерных данных для 22 изотопов U, Pu, Np, Am, Cm, Bk и Cf в диапазоне энергий нейтронов от 0,05 эВ до 30 МэВ. Предполагается, что реакторы БОР-60 и СМ-3, расположенные в НИИАР (г. Димитровград), продолжают использовать для проведения экспериментальных исследований с целью обоснования новых проектов ЯР. Дифференциальные измерения нейтронных сечений МА планируется проводить на линейном ускорителе ЛУ-50 (ВНИИЭФ, Саров) и импульсных электростатических ускорителях ЭГ-1 и ЭГ-15 (ИППЭ, Обнинск). Измерения сечений деления ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{245}Cm , ^{246}Cm , ^{247}Cm , ^{248}Cm , ^{236}U в диапазоне энергий резонансных нейтронов (0,05–30 кэВ), где дисперсия ядерных данных особенно велика, проводится с использованием свинцового замедляющего спектрометра (масса свинца 100 т) на базе линейного протонного ускорителя.

теля «Москва», на мезонной фабрике (ЯЯИ РАН, Троицк; ИППЭ, Обнинск). Контрольные эксперименты планируется провести на критических сборках BFS-1 и BFS-2 (IPPE, Обнинск). Суммарный и относительный выход запаздывающих нейтронов для ряда нуклидов, включая ^{241}Am , ^{243}Am , будет измеряться на ускорителе EG-2.5. Планируется создание базы данных по временным и энергетическим спектрам запаздывающих нейтронов в диапазоне энергий нейтронов для всего ряда изотопов U, Np, Pu, Am [6; 50].

Концептуальные исследования различных вариантов ADS были проведены с целью исследования их характеристик:

- разработка и обоснование двухкаскадной концепции, позволяющей существенно снизить требуемую мощность ускорителя ADS;

- теоретическое и экспериментальное обоснование концепции каскадного подкритического реактора с расплавленной солью (CSMSR) (Курчатовский институт), подтверждающее возможность обеспечения уровня мощности реактора 800 МВт, при мощности протонного ускорителя 10 МВт;

- изучение проекта по демонстрационной ADS на базе быстрого реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем, так называемого выжигателя ядерных отходов (NWB) (SSC RF-IPPE) с общей мощностью 100 МВт;

- изучение проекта экспериментальной установки мощностью 5–10 МВт на базе линейного ускорителя «Московской мезонной фабрики», моделирующей ADS со свинцово-висмутовым теплоносителем;

- разработка концепции ADS на основе модульного быстрого реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем, управляемого электронным ускорителем (SSC RF-IPPE);

- разработка проекта экспериментальной ADS мощностью 100 кВт на базе выведенного из эксплуатации экспериментального тяжеловодного реактора и импульсного протонного линейного ускорителя ИСТРА-ИТЭП);

- разработка проекта подкритической сборки в Дубне (SAD) мощностью 28 кВт, управляемой линейным ускорителем с энергией протонов 660 МэВ и максимальным током пучка, равным 3,2 мкА.

Весьма интересным проектом был проект подкритической сборки с быстрым спектром нейтронов «SAD» (Subcritical Assembly Dubna), в котором предполагалось в качестве материала бланкета использовать MOX-топливо [49; 50]. Основные характеристики проекта «SAD» определяются параметрами протонного ускорителя «ФАЗОТРОН» на ускорителе ОИЯИ и выбором обычных российских MOX-топливных элементов типа реактора БН-600. Ток протонного ускорителя (максимальное значение составляет 3,2

мкА). Подкритическая активная зона установки расположена внутри биологической защиты, изготовленной из тяжелого бетона. Верхняя часть биологической защиты, состоящая из съемных и стационарных блоков, обеспечивает доступ в активную зону и экспериментальные каналы при погрузке-выгрузке топлива.

Эксперименты в области подкритических систем проводились также на глубокоподкритической сборке из природного урана «КВИНТА» (рис. 3.11) [53]. Они были посвящены изучению сечений взаимодействия высокоэнергетических дейтронов с ядрами урана и тория, сечений образования различных частиц и ядер в реакциях расщепления. Энергии дейтронов варьировались от 2 до 8 ГэВ. Главная задача программы экспериментов на установке "Квинта" связана с изучением зависимости от энергии дейтронов коэффициента усиления мощности пучка, пространственно-энергетического распределения нейтронов, количества делений и наработки плутония, а также анизотропии спектров и множественности нейтронов утечки в урановой мишени массой примерно 500 кг. Модернизированная к мартовскому сеансу урановая мишень установки "Квинта" моделирует центральную зону будущей квазибесконечной урановой мишени массой около 21 т, которая, в свою очередь, должна стать полномасштабной ядерно-физической моделью активной зоны ЯРТ-реактора (<http://www.info.jinr.ru/~jinrmag/win/2011/17/ny17.htm>).

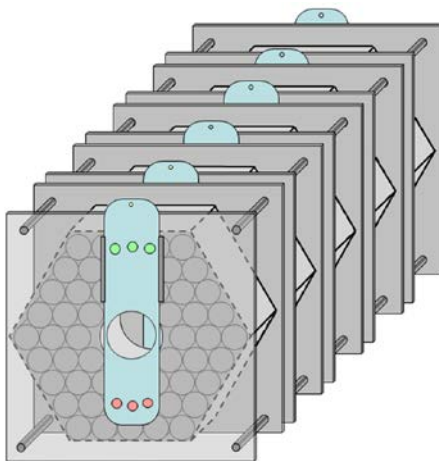


Рис. 3.11. Глубокоподкритическая сборка КВИНТА

Еще одна экспериментальная установка в ОИЯИ (Россия) GAMMA-2 состояла из нейтронпроизводящих мишеней из свинца диаметром 8 см

и длиной 21 см и из урана и свинца (центральная часть состояла из уранового цилиндра диаметром 3,6 см и длиной 21 см, заключенного в свинцовый контейнер с толщиной стенки 2,2 см) (рис. 3.12).

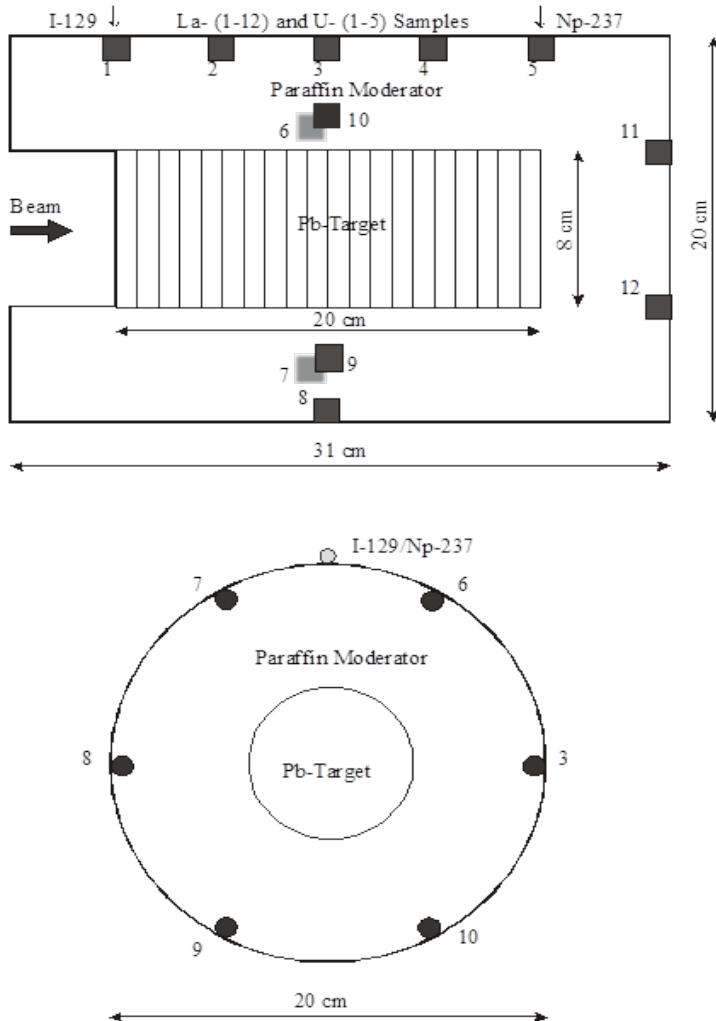


Рис. 3.12. Установка ГАММА-2 МД ЛВЭ ОИЯИ (г. Дубна)

Снаружи мишень окружена парафиновым замедлителем толщиной 6 см, на поверхности которого размещались радиоактивные мишени из

йода-129 и нептуния-237, а также детекторы из урана и лантана. Радиоактивные мишени, содержащие йод-127 и 129 и нептуний-237, а также детекторы из урана и лантана, показания которых использовались для коррекции плотности потока нейтронов $\Phi(E, \tau, z)$ из-за несимметричного азимутального распределения первичного пучка протонов, располагались на поверхности замедлителя в отверстиях глубиной 1 см и диаметром 1,6 см. На установке были проведены эксперименты по исследованию трансмутации ядер ^{129}I и ^{237}Np под действием релятивистских протонов с энергиями 1,5 ГэВ, 3,7 ГэВ и 7,4 ГэВ, которые подтвердили вывод о независимости спектра нейтронов от энергии и типа первичной частицы в протяженных мишенях [54].

Сборка ГАММА-3 (ОИЯИ) состоит из цилиндрической свинцовой мишени ($\varnothing=8$ см, $L=58,8$ см), окруженной графитовым отражателем ($110\times110\times60$ см). Мишень облучалась пучком дейтронов с энергией 1,6 ГэВ ускорителя Нуклотрон. Проводились эксперименты по измерению распределения медленных нейтронов на поверхности графита. Экспериментальные данные (генерация нейтронов в свинцовой мишени, перенос и замедление) сравнивались с рассчитанными по коду MCNPX 2.7.

В рамках программы работ Международной коллаборации «Энергия–Трансмутация» было выполнено большое количество экспериментальных исследований по ядерной трансмутации. Установка «Энергия–трансмутация» состояла из центральной свинцовой мишени, разделенной на четыре секции, диаметром 8,4 см и длиной 11,4 см. Мишень окружалась урановым бланкетом, разделенным на четыре секции. Вся система размещалась в деревянном контейнере, заполненном гранулированным полиэтиленом [55; 56]. Систематические исследования характеристик нейтронных полей в установке проводились с использованием протонных и дейтронных пучков с энергией от 0,7 до 2,52 ГэВ. Главной целью экспериментов являлась оптимизация геометрических размеров мишени и уранового бланкета для подкритической сборки «Энергия–Трансмутация». Подробное описание исследований изложено в работах [50; 55].

Практически все представленные экспериментальные установки, создаваемые в обоснование ADS, состояли из ускорителя и нейтронобразующей мишени. Предполагалось, что физика и кинетика реакторов достаточно хорошо изучены и необходимо больше усилий приложить к разработкам ускорителей с требуемыми параметрами и получить надежные оценки выходов нейтронов из нейтронобразующих мишеней. Как уже отмечалось, первые эксперименты по изучению физики и кинетики реакторов, работающих в подкритическом режиме, и управляемых внешним

источником нейтронов, были проведены на критической сборке MA-SURKA (Франция).

Немецкая программа исследований и разработок ADS связана в основном с исследованиями в области переработки и трансмутации отработавшего топлива. Эта программа осуществляется в основном тремя национальными исследовательскими центрами, входящими в Ассоциацию Гельмгольца, а именно: Технологический институт Карлсруэ (KIT), Forschungszentrum Jülich (FZJ) в сотрудничестве с Техническим университетом г. Аахена (RWTH Aachen) и Центром Гельмгольца Дрездена Rossendorf (HZDR). Основной целью этой программы исследований и разработок является перспектива обращения с радиоактивными отходами высокого уровня для снижения нагрузки на окончательное хранилище. «Разделение&Трансмутация» не устраняют необходимость в окончательном хранилище независимо от стратегии, но позволяет снизить радиотоксичность, связанную с радиоактивными отходами, увеличить емкость хранилища и, как следствие, уменьшить количество отходов, подлежащих хранению, и остаточной тепловой нагрузки [39].

Могут быть предусмотрены различные сценарии топливного цикла для реализации процессов по выделению долгоживущих нуклидов и последующей их трансмутацией. Проведена оценка влияния технологий «Разделение&Трансмутация» на характеристики и темпы создания установки для топливного цикла (переработка, изготовление топлива, хранение и т. д.). Практически все мероприятия, проводимые в программе НИОКР, включены в европейские и международные проекты и инициативы.

Исследования направлены на оценку возможных стратегий и реализаций ADS с целью уменьшения имеющегося запаса трансурановых элементов, полученных из легководных реакторов. Предварительные результаты этих исследований были использованы:

- а) для оценки стратегий и вариантов разделения и трансмутации для реализации различных целей;
- б) определения и количественного определения возможных региональных объектов, которые могут совместно использоваться различными странами, даже если они имеют разные цели;
- в) оценки потенциальных выгод от снижения нагрузки на геологическое захоронения долгоживущих радионуклидов

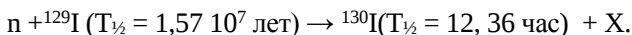
Дальнейшие действия сосредоточены на изучении различных сценариев трансмутации, включая анализ экономических затрат и риска распространения ядерных материалов.

Кроме того, в рамках программ разрабатываются расчетные коды, а также методы оценки и сбора данных, необходимых для проведения исследований для различных стратегий «Р & Т» на национальном и международном уровнях. Эти методы включают исследования экономических затрат, а также сценариев и оценку риска их распространения ядерных материалов.

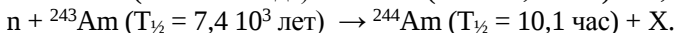
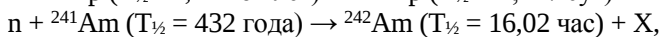
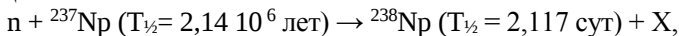
Республика Беларусь. В 2000 г. в Институте радиационно-химических проблем Национальной академии наук Беларуси (в настоящее время – Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси) под руководством кандидата физико-математических наук С. Е. Чигринова [38; 50; 56] состоялся физический пуск первой в мире подкритической сборки, управляемой генератором нейтронов «Яліна-Тепловая». Необходимо подчеркнуть, что сборка проектировалась именно как подкритическая. Проект подкритической сборки, управляемой генератором нейтронов «Яліна-Тепловая», создавался на основе концепции использования низкоэнергетических ускорителей ионов (циклотронов, микротронов, генераторов нейтронов) для изучения физики и кинетики подкритических систем, управляемых внешними источниками, и технологий трансмутации [38; 50; 56; 57]. После успешного физического пуска и эксплуатации подкритической сборки «Яліна-Тепловая» начали создаваться установки в Китае, Бельгии, России, Украине, Иордании.

В теоретических работах главным образом отражены принципиальные аспекты концепции ADS, однако экспериментальных исследований, посвященных развитию таких систем, выполнено недостаточно. Как правило, эксперименты на имеющихся ускорителях высоких энергий (LAMPF, AGS, ISR, JINR) в настоящее время проводятся с целью определения характеристик нейтрон-производящих мишеней (выходы нейтронов, протонов, спектры вылетевших из мишеней частиц, выход изотопов и т. д.). Исследования на подкритических системах с применением ускорителей высоких энергий в настоящее время не проводятся, поскольку проекты таких установок только разрабатываются и требуют значительных затрат материальных и временных ресурсов.

Для трансмутации долгоживущих продуктов деления наиболее перспективным считается тепловой спектр нейтронов, поскольку основной реакцией трансмутации для продуктов деления является реакция захвата нейтрона тепловой энергии. Период полураспада ^{129}I равен $T_{1/2} = 1,57 \cdot 10^7$ лет, а при поглощении нейтрона образуется ^{130}I , период полураспада которого составляет около 12 часов:



Некоторые минор-актиниды с большими периодами полураспада также при поглощении нейтрона тепловой энергии превращаются в короткоживущие:



Для минор-актинидов еще одним путем снижения количества долгоживущих нуклидов является реакция деления при поглощении нейтрона. Данные по скоростям реакций деления и захвата необходимы при выборе оптимального энергетического спектра, который формируется при соответствующем материальном составе, а материальный состав определяет геометрию установки.

Возможность экспериментальных исследований скоростей реакций трансмутации, а также различных аспектов ADS на основе ускорителей низких энергий – циклотронов, микротронов, а также ускорителей ионов дейтерия – генераторов нейтронов высокой интенсивности была показана в работах [56; 57]. Использование таких установок позволяет проводить экспериментальные исследования с целью изучения поведения реактора при наличии внешнего источника, приводящего к «возмущению» нейтронно-физических характеристик; формирования активной зоны и др., для последующего планирования экспериментов с применением ускорителей высоких энергий. Аналогичная ситуация имела место и в атомной энергетике, когда многие физические характеристики энергетических ядерных реакторов и, в первую очередь, активных зон, изучались на критических сборках.

В настоящее время подкритический стенд «ЯЛІНА» состоит из 2 ПКС: «Яліна-Тепловая» и «Яліна-Бустер», генератора нейтронов, систем жизнеобеспечения и измерительного комплекса (рис. 3.13). Особенностью стенда является его гибкость для создания активных зон с различной степенью подкритичности с целью изучения физики размножающих систем с тепловым и быстро-тепловым спектрами.

Стенд используется для:

- разработки экспериментальных методов и адаптации существующих для мониторингирования уровня подкритичности;
- изучения пространственной кинетики ПКС с внешними источниками;
- изучение рабочих характеристик ADS;
- измерения скоростей трансмутации МА и ПД.

Стенд создавался при поддержке Правительства Республики Беларусь и Международного научно-технического центра (МНТЦ) в рамках проектов В-070, В-1341 и В1732. Большой вклад также оказан МАГАТЭ

при выполнении исследовательских контрактов (2005–2010 гг.). Подкритические сборки «Яліна-Бустер» и «Яліна-Тепловая» внесены в базу исследовательских ядерных установок МАГАТЭ и используются как международные бенчмарк-установки для ADS-систем.

В качестве внешнего источника нейтронов на стенде используется генератор нейтронов НГ-12-1.

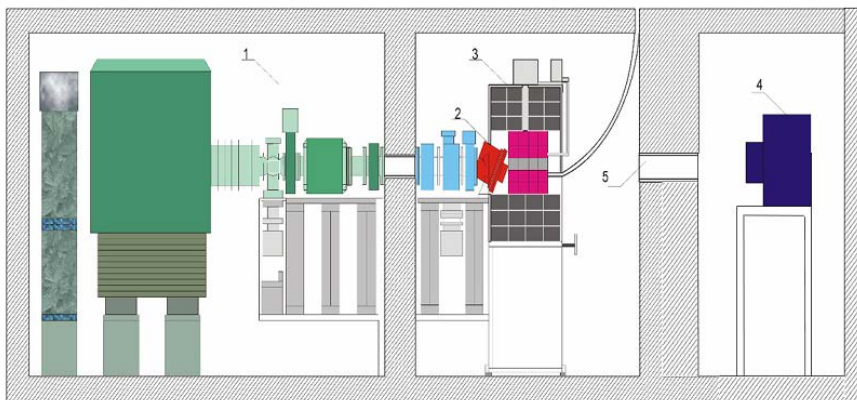


Рис. 3.13. Общий вид ядерно-физического подкритического стенда «Яліна»: 1 – нейтронный генератор, 2 – TiT- или TiD-мишень, 3 – подкритическая сборка, 4 – гамма-спектрометр, 5 – коллиматор



Рис. 3.14. Общий вид генератора нейтронов

Генератор спроектирован и изготовлен в Научно-исследовательском институте электрофизической аппаратуры им. Ефремова (г. С.-Петербург) в 1994 г. и пущен в эксплуатацию в 1998 г.

Генератор нейтронов НГ-12-1 представляет собой линейный ускоритель ионов дейтерия с магнитной сепарацией ускоренного пучка и вращающейся титан-тритиевой или титан-дейтериевой мишенью. Тракт ускорения и транспортировки пучка расположены горизонтально (см. таблицу).

Система формирования пучка включает в себя ускорительную систему и систему транспортировки ускоренного пучка к мишени. Для получения чистого атомарного пучка дейтронов используется система сепарации с помощью электромагнита. В систему формирования пучка входят также ограничивающие диафрагмы и прерыватель пучка.

Для получения нейтронов могут использоваться титан-дейтериевые мишени $\varnothing$ 45 и 230 мм и титан-тритиевые мишени тех же размеров.

Таблица 3

Основные параметры генератора нейтронов НГ-12-1

Наименование параметра	Размерность	Титан-дейтериевая мишень	Титан-тритиевая мишень
Максимальный выход нейтронов	н/с	$2,3 \cdot 10^{10}$	10^{12}
Энергия нейтронов	МэВ	2,5	14
Ускоряющее напряжение	кВ	250	250
Диаметр пучка на мишени	мм	30	30
Максимальный ток пучка атомарных ионов	мА	10	10
Режимы работы		непрерывный импульсный	непрерывный импульсный

Наибольшим сечением обладает реакция:



Указанная выше реакция на пучке может быть реализована практически в любых средах: в твердых гидридах (тритадах) тяжелых металлов, бомбардируемых пучком дейтерия, в газе, содержащем тритий, а также в DT-плазме. Эффективность выхода нейтронов при увеличении электронной температуры среды мишени от комнатной температуры до единиц кэВ повышается более чем в 100 раз.

Физическая модель подкритической сборки соответствует концептуальной схеме подкритической системы, управляемой ускорителем протонов. Следуя концептуальной схеме ADS, в центре подкритической системы должна находиться мишень, в которой при облучении протонами высоких энергий рождаются нейтроны. Затем нейтроны попадают в подкритический бланкет, где происходят реакции деления с образованием мгновенных и запаздывающих нейтронов и выделением энергии. Конструкция и материальный состав сборки обеспечивают коэффициент размножения не выше 0,98 в режиме пуска и эксплуатации в соответствии с Правилами ядерной и радиационной безопасности [58].

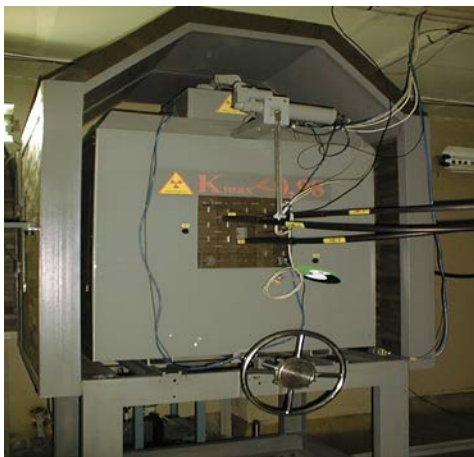


Рис. 3.15. Общий вид уран-полиэтиленовой сборки «Яліна-Тепловая»

Уран-полиэтиленовая подкритическая сборка (рис. 3.15) создавалась для выполнения следующих задач:

- 1) проведения исследований нейтронно-физических характеристик подкритических систем с внешним источником нейтронов;
- 2) проведения измерений внутри активной зоны и отражателя;
- 3) переустройства активной зоны с целью оптимизации плотности нейтронного потока в местах размещения детекторов;
- 4) переустройства активной зоны с целью получения различных уровней подкритичности;
- 5) размещения внешнего нейтронного источника внутри и вне активной зоны при различных уровнях подкритичности;
- 6) проведения измерений в условиях постоянной плотности нейтронного потока;

7) достижения максимально возможного уровня плотности нейтронного потока в экспериментальных каналах ($\Phi \approx 10^7\text{--}10^8$ нейтр./см²с).

В качестве материала мишени в ADS рассматриваются тяжелые металлы (вольфрам, тантал, свинец, свинец-висмутовая эвтектика, ртуть, уран, торий и др.), которые могут генерировать достаточно большое количество нейтронов.

Бустерная подкритическая сборка

Особый интерес с точки зрения развития ADS технологии представляют так называемые бустерные системы, которые состоят из быстрой (бустерной) и тепловой зон, связанные между собой односторонней нейтронной связью. Интерес к подобным системам, заметно возросший в последнее время, обусловлен тем, что в таких системах можно добиться значительного усиления энергии первичного пучка ускорителя и тем самым снизить ток пучка до значений, достижимых в настоящее время. Кроме того, в рамках одной системы можно получить зоны с типовыми быстрым и тепловым спектрами нейтронов.

Существует много концептуальных предложений по типу бустерных подкритических систем, управляемых ускорителями высокоэнергетических частиц, в зависимости от особенностей геометрии, типа ядерного топлива (химическое соединение, изотопный состав, агрегатное состояние), нейтронного спектра, режима работы, конечных целей и т. п. Общим для всех этих систем является наличие подкритической бустерной зоны, умножающей нейтроны, генерируемые внешним источником, а также подкритической зоны, в которой происходит основное энерговыделение, где существенная доля делений вызывается нейтронами, вылетевшими из бустера.

Для сохранения подкритичности каждой из зон в отдельности и всей системы в целом необходимо обеспечить одностороннюю нейтронную связь между зонами, то есть нейтроны из бустерной зоны должны беспрепятственно проникать в зону, где происходит основная часть делений, а обратное проникновение нейтронов в бустер должно исключаться или сведено к минимуму. Такой «вентильный» эффект можно получить, если между двумя топливными зонами расположить:

а) слой материала, поглощающего тепловые нейтроны, в том случае, если в периферийной зоне формируется тепловой спектр нейтронов;

б) слой материала, конвертирующего энергию нейтронов в область ниже пороговых значений, если в бустере находится пороговый делящийся материал (например, ²³⁷Np), а в зоне интенсивного деления формируется жесткий спектр нейтронов.

Рассматриваются и другие возможные варианты обеспечения односторонней нейтронной связи в бустерной системе, например, создание большой полости между топливными зонами.

Основы теории ядерных систем связанного типа были разработаны Р.Эйвери [60] применительно к критическим реакторам-размножителям. Для экспериментального подтверждения общих положений теории связанных реакторов в Аргоннской национальной лаборатории (США) на установке связанного типа на быстрых и тепловых нейтронах, предназначенной для изучения критических систем на быстрых нейтронах, был поставлен следующий эксперимент. Связанная система реакторов работала таким образом, что каждый реактор в отдельности оставался подкритическим благодаря тому, что некоторая доля делений, происходящих в одном реакторе, вызывалась нейтронами, родившимися в другом. Заранее были рассчитаны конфигурации активных зон, чтобы система не могла быть критической на одних быстрых нейтронах.

В Институте ядерной энергетики АН БССР (в настоящее время ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны НАН Беларуси») в 1997–1999 гг. проводились исследования нейтронно-физических характеристик быстрых и тепловых реакторов на быстро-тепловой критической сборке БТС-5.

Основная причина, по которой такие системы представляют интерес, состоит в возможности создания установки на быстрых нейтронах, которая, будучи лишь слегка подкритической, сочетала бы в себе свойства реакторов на быстрых нейтронах, но имела большее время жизни нейтронов, характерное для реакторов на тепловых нейтронах, обеспечивая тем самым безопасность установки [59].

Таким образом, система с бустерной (усилительной) зоной при наличии односторонней нейтронной связи между зонами может быть настоящим мультипликатором нейтронов источника, то есть усилителем энергии первичного пучка ускорителя частиц. Это позволит существенно уменьшить требования к току пучка ускорителя и в то же время обеспечить благоприятные условия для трансмутации долгоживущих продуктов деления (ПД) и минор-актинидов (МА).

Быстро-тепловая подкритическая сборка «Яліна-Бустер» (рис. 3.16) представляет собой размножающую подкритическую систему с максимально возможным коэффициентом размножения $k_{эфф} \leq 0,975$. Бланкет или активная зона состоит из двухзонной подкритической быстрой зоны, с топливом, состав и количество которого варьируются в зависимости от реализуемой конфигурации, и подкритической тепловой зоны с окисным топливом 10%-го обогащения по ^{235}U в полиэтиленовом замедлителе. Геометрия сборки, состав ядерного топлива, конструкционных и поглощающих материалов подробно описаны в [50; 57].

Общий вид подкритической бустерной сборки «Яліна-Бустер» представлен на рис. 3.16.

Украина. Проект ядерной установки «Источник нейтронов, основанный на подкритической сборке, управляемой ускорителем электронов» реализован в Украине на базе Национального научного центра «Харьковский физико-технический институт». Харьковский нейтронный источник, управляемый ускорителем электронов с энергией 200 МэВ, сдан в эксплуатацию в декабре 2014 г. Он станет первым в мире подкритическим реактором, работающим на номинальной мощности 400 кВт [60]. Общий вид Харьковского нейтронного источника [60] представлен на рис. 3.17.

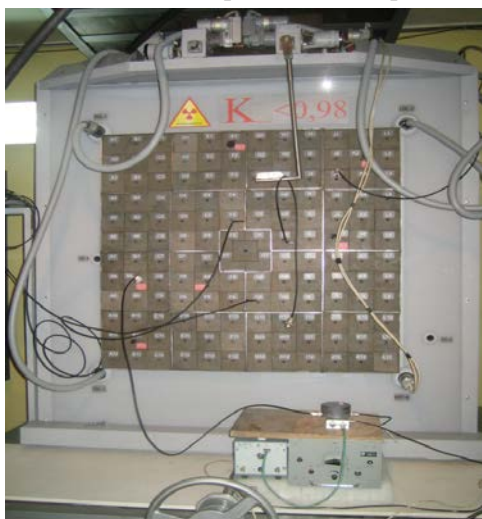


Рис. 3.16. Общий вид подкритической сборки «Яліна-Бустер»

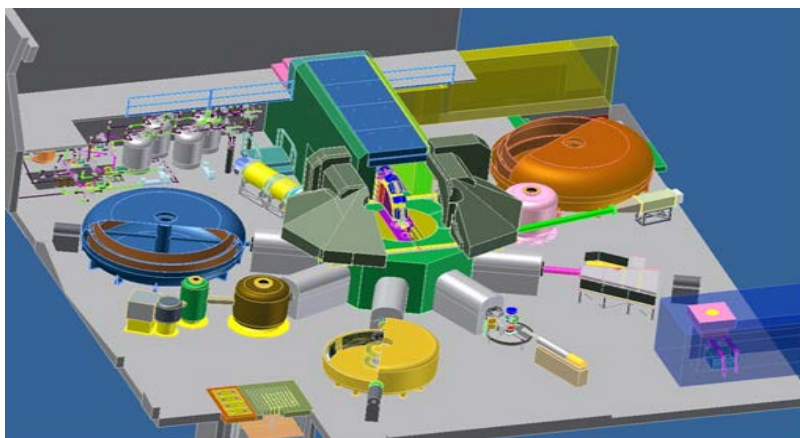


Рис. 3.17. Общий вид ядерной установки «Источник нейтронов»

Ядерная подкритическая установка (ЯПУ) «Источник нейтронов» предназначена для исследований нейтронно-физических характеристик подкритических сборок, управляемых ускорителями, получения нейтронов и использования их в фундаментальных и прикладных исследованиях, наработки ряда медицинских и промышленных изотопов, а также для подготовки специалистов для атомно-энергетической промышленности Украины.

Научная новизна данного проекта заключается в том, что экспериментальный нейтронный источник состоит из подкритического реактора на низкообогащенном урановом топливе и управляется ускорителем электронов. Пучок электронов транспортируется от ускорителя до нейтрон-производящей мишени, расположенной в центре активной зоны ПКС, через вакуумный канал с помощью электронно-оптической системы, состоящей из электромагнитных элементов. Непосредственный вывод электронного пучка на мишень осуществляется через вакуумное окно из алюминиевого сплава. В результате торможения релятивистских электронов в мишени образуется жесткое γ -излучение, которое, в свою очередь, приводит к образованию потока первичных нейтронов. Первичные нейтроны (фотонейтроны) попадают в активную зону, состоящую из тепловыделяющих сборок (ТВС), которые содержат низкообогащенный (до 19,7 %) изотоп урана ^{235}U . Фотонейтроны, после термализации в теплоносителе (вода) и графитовом отражателе, вызывают деление урана. Таким образом, подкритическая сборка выступает в роли усилителя первичных нейтронов с коэффициентом усиления $k_{yc} = 1/(1 - k_{eff})$. В результате деления тепловыми нейтронами ядер ^{235}U возникает поток вторичных быстрых

нейтронов, которые при попадании в легководный замедлитель сбрасывают свою энергию до тепловой энергии. Плотность потока нейтронов в подкритической сборке тем выше, чем выше мощность первичного источника фотонейтронов. Окружающий активную зону отражатель из графита позволяет уменьшить содержание урана в ПКС при заданном k_{eff} и увеличить плотность нейтронного потока в её объёме. Эталонные конфигурации имеют 38 тепловыделяющих сборок с вольфрамовой мишенью и 37 тепловыделяющих сборок с урановой мишенью. Анализ показывает, что как для вольфрамовой мишени, так и для урановой мишени реактивность одной топливной сборки составляет ~ 500 рсм. Также показано, что 47 и 42 тепловыделяющие сборки требуются для того, чтобы конфигурации вольфрамовой мишени и урановой мишени, соответственно, достигли критичности.

Основные параметры Харьковского нейтронного источника:

- мишень из естественного урана;
- низкообогащенный уран в качестве топлива (обогащение < 20 %);
- графитовый отражатель;
- теплоноситель – вода;
- структурный материал топливной зоны – алюминиевый сплав;
- мощность пучка электронов – 100 кВт;
- энергия электронов – 200 МэВ.

Особенностью работы ИЯУ ННЦ ХФТИ является импульсный режим нейтронного поля, характеристики которого определяется параметрами электронного пучка: частотой посылок, их длительностью и амплитудой. Как следствие, импульсное значение плотности нейтронного потока может превышать величину $\Phi_m \sim 10^{16} \text{ н}\cdot\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$, что приблизительно на 3 порядка больше величины среднего по времени значения плотности потока $\Phi_0 \approx 2,4 \cdot 10^{13} \text{ н}\cdot\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$. Возможность получения коротких во времени, импульсных потоков нейтронов высокой интенсивности открывает дополнительные возможности для нейтронно-физических исследований.

Рассмотренная технологическая схема ИЯУ позволит получать в объёме активной зоны среднюю по времени плотность потока нейтронов с максимальным значением $\Phi_0 \approx 2,4 \cdot 10^{13} \text{ н}\cdot\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$. Плотность потока нейтронов является одной из основных физических характеристик, определяющих область возможных экспериментальных исследований и прикладных применений нейтронных источников любого типа. Нейтрон-производящая мишень, активная зона и графитовый замедлитель находятся в специальном цилиндрическом корпусе из алюминиевого сплава, в котором принудительно циркулирует дистиллированная вода. Вода одновременно служит охладителем активной зоны и замедлителем быстрых нейтронов. Корпус с мишенью, активной зоной и замедлителем погружен

в резервуар, заполненный дистиллированной водой. Резервуар окружен биологической защитой, состоящей из тяжелого бетона плотностью 4.8 г/см^3 радиальной толщиной 1.8 м. Для проведения ядерно-физических исследований используются экспериментальные нейтронные каналы с соответствующим измерительным оборудованием. Имеется 2 вида каналов – горизонтальные и вертикальные.

Горизонтальные экспериментальные каналы (ГЭК) служат для вывода нейтронов из ПКС и проводки их через нейтронотводы к исследовательским ядерно-физическим установкам. С поверхности корпуса активной зоны с помощью внутренних нейтронотводов выводятся тепловые нейтроны к внешней поверхности биологической защиты ПКС. Внутренние нейтронотводы расположены в горизонтальной плоскости радиально и заканчиваются защитными шиберами (заслонками). Шибера перекрывают поток нейтронов и γ -излучения из активной зоны ПКС. К шиберам, частично вмонтированным в биологическую защиту, примыкают внешние нейтронотводы, через которые нейтроны подводятся к исследовательским ядерно-физическим установкам. Исследовательские установки имеют собственную биологическую защиту, и в каждой из них расположены ловушки неиспользованных нейтронов.

Для проведения экспериментов с низкоэнергетическими нейтронами ПКС будет оснащена источником холодных и ультрахолодных нейтронов (ИХН). ИХН расположен в ловушке тепловых нейтронов, который примыкает к внешней поверхности корпуса активной зоны. От источника холодные нейтроны через два специальных внутренних нейтронотвода выводятся к шиберам, а затем по зеркальным нейтронотводам транспортируются к исследовательским ядерно-физическим установкам. В качестве замедлителя нейтронов используется жидкий водород с температурой до 4,2 К. В ИХН будут подаваться жидкий водород, гелий и азот по специальным криогенным вакуумированным линиям, проложенным по экспериментальному залу к внутренней части ПКС. По специальным линиям рабочие газы (гелий, водород и др.) будут удаляться из ИХН. В экспериментальном зале ПКС размещаются газгольдеры и резервуары для хранения гелия, водорода и инертных газов, необходимых для обеспечения работы ИХН.

Вертикальный экспериментальный канал (ВЭК) предназначен для облучения образцов в активной зоне ПКС и проведения экспериментов с облученными образцами. Капсула с образцом для облучения устанавливается в активную зону с помощью перегрузочного устройства из промежуточного бокса, расположенного внутри резервуара ПКС. После облучения капсула извлекается из активной зоны с помощью того же перегрузочного устройства, и помещается в специальный транспортный

контейнер, который затем перемещается по вертикальному каналу наружу биологической защиты ПКС и далее подается в перчаточный бокс для проведения радиохимических исследований.

С помощью этого же перегрузочного устройства отработанные ТВС извлекаются из активной зоны, помещаются в транспортный контейнер и перемещаются в специальное хранилище отработанного топлива бассейнового типа. Хранилище располагается в экспериментальном зале ПКС и оборудовано биологической защитой. В этом же хранилище хранятся облученные нейтрон-производящие мишени.

Аргоннская национальная лаборатория (АНЛ) и Национальный научный центр – Харьковский физико-технический институт (ННЦ ХФТИ) активно сотрудничают по проекту создания Источника нейтронов, основанной на использовании подкритической системы, управляемой ускорителем электронов. Строительство установки источника нейтронов завершено, и в настоящее время идет процесс запуска.

На установке Харьковского физико-технического института имеется пучок электронов мощностью 100 кВт с электронами 100 МэВ. В качестве материала нейтронобразующей мишени используется вольфрам или природный уран. При взаимодействии высокоэнергетических электронов с материалом мишени рождаются гамма-кванты, которые генерируют нейтроны в фотоядерных реакциях. Топливо – двуокись урана с обогащением U-235 19,7 мас. %. Бериллиевые сборки и графитовые блоки используются в качестве отражателя для улучшения экономии нейтронов. Подкритическая сборка устанавливается в резервуар для воды, который является частью системы первичного охлаждения. Подкритическая сборка предназначена для работы с эффективным значением коэффициента размножения нейтронов k_{eff} менее 0,98. При использовании мишени из вольфрама загружается 38 топливных сборок в активную зону, а для мишени из урана загружается 37 свежих топливных сборок. Максимальная мощность деления составляет ~ 200 кВт с урановой мишенью и мощностью электронного пучка 100 кВт. Температура охлаждающей жидкости при нормальной работе составляет ~ 25 °С. Подкритическая сборка не использует управляющие стержни, так как конструкция имеет достаточный запас подкритичности.

Аналогичные проекты подкритических реакторов, управляемых ускорителями, разрабатываются в США, Италии, Японии, Индии, России и других странах.

Исследовательские проекты Евратома, связанные с проектированием и исследованиями ADS, были начаты в рамках 4-ой Рамочной программы (FP4) (1996–2001 гг.) [12; 38].

Главная цель первого проекта IABAT (Влияние технологий на основе ускорителей на безопасность деления ядерных материалов) заключалась в предварительной оценке потенциала систем, управляемых ускорителем, для трансмутации радиоактивных отходов и, кроме того, для производства ядерной энергии с минимальным образованием отходов [61].

За этим первым проектом последовали гораздо более крупные рамочные программы, ориентированные на ADS, в FP5 (2002–2005), FP6 (2005–2010) и FP7 (2008–2013).

В рамках рамочной программы FP6 особое внимание было уделено интегрированному проекту EUROTRANS (2005 – 2010 гг.), посвященному изучению трансмутации высокоактивных радиоактивных отходов в ADS. Основанный на трех кластерах FP5 FUETRA, BASTRA и TESTRA вместе с проектом PDS-XADS, проект EUROTRANS был нацелен на подготовку первого усовершенствованного проекта экспериментальной установки мощностью приблизительно от 50 до 100 МВт (реализация в краткосрочной перспективе, около 10 лет), демонстрация технической осуществимости трансмутации в ADS (XT ADS), а также для реализации общего концептуального проекта (несколько сотен МВт) модульного европейского объекта промышленной трансмутации (EFIT) (реализация в долгосрочной перспективе).

Вместо отдельных проектов FP5, которые были связаны в кластеры и где сеть ADOPT была предназначена для координации исследований, EUROTRANS включал различные темы в рамках единой структуры проекта:

- проектирование установок ADS;
- эксперименты по связи ускорителя, мишени и реактора;
- разработка топлива;
- эксперименты и моделирование,
- получение необходимых нейтронных данных.

Исследования, проведенные в EUROTRANS, были дополнены тремя проектами:

– PATEROS – Европейская дорожная карта «P&T» по устойчивой ядерной энергии, 2006–2008), направленная на создание глобальной дорожной карты «P&T», ведущей к созданию объектов в промышленном масштабе.

– RED-IMPACT, трехлетний проект, изучающий влияние технологий «P&T», кондиционирования и суменьшения отходов на снижение нагрузки, связанной с обращением с радиоактивными отходами и их захоронением.

– VELLA, трехлетний проект – Инициативы по интегрированной инфраструктуре, целью которого является создание виртуальной европейской лаборатории передовых технологий. Его конечная цель – создание сети лабораторий в Европейском союзе, которые работают с устройствами, использующими технологии тяжелых жидких металлов, особенно свинцовых сплавов.

В 7-й рамочной Европейской программе выполнялся проект EUROTRANS. На реакторе Belgian Reactor 2 (BR2), расположенном в г. Моль (Бельгия), проводятся испытания материалов и реализуется производство медицинских изотопов. Реактор BR2 в конечном итоге будет заменен многоцелевым гибридным исследовательским реактором для высокотехнологичных применений (MYRRHA, который будет представлять собой исследовательский реактор нового типа, также способный продемонстрировать техническую осуществимость эффективной трансмутации, которая может значительно снизить токсичность и количество долгоживущих составляющих радиоактивных отходов).

МАГАТЭ признает, что перед долгосрочным развитием ядерной энергетики как части мировой энергетической системы стоят четыре основные проблемы:

- 1) повышение экономической конкурентоспособности,
- 2) соблюдение все более строгих требований безопасности,
- 3) соблюдение критериев устойчивого развития и
- 4) общественное признание.

Соответствие критериям устойчивости является движущей силой деятельности МАГАТЭ в области разработки инновационных технологий трансмутационных реакторов и, в частности, систем, управляемых ускорителем.

Основой всей деятельности МАГАТЭ в области ADS является Техническая рабочая группа по быстрым реакторам (TWG-FR). Она служит форумом для обмена некоммерческой научно-технической информацией и форумом для международного сотрудничества по общим программам исследований и разработок, касающихся достижений в области быстрых реакторов и систем на ускорителях с быстрым спектром. Его нынешними членами являются 15 государств-членов МАГАТЭ: Беларусь, Бразилия, Китай, Германия, Индия, Италия, Италия, Казахстан, Республика Корея, Российская Федерация, Швеция, Швейцария, Соединенное Королевство, Соединенные Штаты Америки, Франция и Швеция. а также 3 международные организации: МНТЦ, ОЭСР-NEA и ЕС (ЕС). В качестве наблюдателей TWG-FR в работе форума участвуют Аргентина и Бельгия.

В рамках Международного проекта МАГАТЭ – Coordinated Research Project (CRP) on the “Use of Thorium-based Fuel Cycle in Accelerator Driven

Systems to Incinerate Plutonium and to Reduce Long-term Waste Toxicities” (1997 – 2003 гг.) были скоординированы работы и объединены возможности научных центров Европы, США, России и Японии по изучению подкритических систем, управляемых ускорителями, с целью определения наиболее важных направлений теоретических и экспериментальных исследований на ближайшую перспективу. Исследования продолжались в рамках нового проекта МАГАТЭ “Analytical and Experimental Benchmark Analysis on Accelerator Driven Systems” (2005 – 2010 гг.) [62; 63].

МАГАТЭ предоставляет базу данных исследований и разработок в области ADS. База содержит информацию о программах НИОКР, связанных с ADS, существующих и планируемых экспериментальных объектах, а также о программах, методах и проектах по разработке данных, исследованиях, проектировании и т. д. Данные и информация могут быть предоставлены в режиме он-лайн, открытой для всех пользователей (<http://www-adsdb.iaea.org/index.cfm>).

Таким образом, одним из возможных путей производства электроэнергии и решения проблем современной энергетики является применение подкритических систем, управляемых ускорителями, или электроядерных установок. Исследования ведутся на данном этапе практически во всех странах как в направлении создания компьютерных кодов и библиотек оцененных ядерных данных, так и создания небольших установок.

Рекомендуемая литература

1. International Energy Outlook 2007, Energy Information Administration, U. S. Department of Energy. Washington, May 2007.
2. Energy to 2050 – Scenarios for a sustainable future, International Energy Agency, 2003.
3. URL: <http://www.iaea.org/cgi-bin/db.page.pl/pris.reaopucct.htm>.
4. OECD/NEA: Annual report. – 2012. – URL: <http://www.oecd-ned.org/pub/>.
5. Status of Fast Reactor Research and Technology Development: IAEA-TECDOC-1691. Vienna, 2012. – 830 p.
6. Федеральная целевая программа: Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года. – URL: <http://www.atomic-energy.ru/documents/9368>.
7. Большов, Л. А. Стратегия развития ядерной энергетики России и вопросы экологии / Л. А. Большов, И. И. Линге // Атомная энергия. 2019. – № 127, вып. С.304–309.
8. Gromov, B. Physics-chemical properties of Pb-Bi eutectic, used as coolant for liquid metal target / B. Gromov, Ju. Orlov, V. Gylevskij // Proc. of 2-nd Int. Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies&Applications (ADTTA). Kalmar (Sweden), June 1996. – Vol. 2. – P. 912–916.
9. АЭС на основе реакторных модулей СВБР-75/100 / А. В. Зродников [и др.] // Атомная энергия. – 2001. – Т. 91, вып. 6. – С. 101–105.
10. Кузнецов, В. М. Российская атомная энергетика вчера, сегодня, завтра / В. М. Кузнецов. – М.: Атомиздат, 2000. – 168 с.
11. Лопаткин, А. В. Топливный цикл крупномасштабной ядерной энергетики России на принципах топливного и радиационного баланса и нераспространения: автореф. дис. ... д-ра техн. наук: 05.14.03 / А. В. Лопаткин; ОАО «НИКИЭТ». – М., 2013. – 78 с.
12. OECD/NEA, Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles – A Comparative Study. – 2002.
13. Исследовательские ядерные установки России / под ред. Н. В. Архангельского, И. Т. Третьякова и В. Н. Федулина. – М.: НИКИЭТ, 2012 г. – 480 с.
14. URL: <http://atominfo.ru/newst/a0419.htm>].
15. Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei / M. Salvatores [et al] // Nucl. Science&Technology. – 1994. – Vol. 116, № 1. – P. 215–227.

16. Conceptual Design of China Lead -based Zero Power Reactor CLEAR-0/ Chao Liu [et al.] // The IAEA TM: Accelerator Driven Systems (ADS) Applications and the Use of Low Enriched Uranium in ADSs. – Hefei (China), September 8–12, 2014.

17. Храмов, Ю. А. Красин Андрей Капитонович // Физики : Биографический справочник / под ред. А. И. Ахиезера. — Изд. 2-е, испр. и доп. — М. : Наука, 1983. — С. 144. — 400 с. — 200 000 экз.

18. Прафесры і дактары навук Беларускага дзяржаўнага ўніверсітэта / склад. А. А. Яноўскі. — Мінск, 2001. — С. 205.

19. Кадомцев, Б. Б. Международный токамак-реактор ИТЕР. Фаза 1 / Б. Б. Кадомцев, В. И. Пистунович // Атомная энергия. — 1983. — Т. 54, В. 2. — С. 83.

20. Академик Лев Андреевич Арцимович. — М.: Знание, 1975. Воспоминания об академике Л. А. Арцимовиче. — М.: Наука, 1983. — 400 с.

21. Нагрев и сжатие термоядерных мишеней, облучаемых лазером / Н. Г. Басов [и др.] // Итоги науки и техники. Сер. Радиотехника. — 1982. — Т. 26. — С. 32.

22. Critical Physics Issues for Ignition Experiments / B. Coppi, A. Airoidi [et al.] // MIT RLE Report PTP 99/06. — 1999.

23. Takeda H. and JT-Team Improved particle control for high integrated plasma performance in Japan Atomic Energy Research Institute Tokamak-60 Upgrade / Takeda H. and JT-Team // Physics of Plasmas. — 2001 — Vol. 8. — P. 2217.

24. Нейтронно-физические исследования термоядерного источника нейтронов для получения максимального потока тепловых нейтронов / Б. В. Кутеев [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. — 2013. — Т. 36, вып. 1. — С. 64–77.

25. Ohinishi, M. Self-ignition of an advanced fuel field-reversed configuration reactor by fusion product heating / M. Ohinishi, S. Ohi, M. Okamoto, H. Momota, J. Wakabayashi // Fusion Technology. — 1987 — Volume 12. — P. 249–256.

26. Momota H., Ishida A., Kohzaki Y. et al. Conceptual design of D–3He FRC reactor ARTEMIS // Fusion Technology, 1992. — Vol. 21, P. 2307–2323.

27. URL: <http://dx.doi.org/10.1063/1.1357827>

28. Мощные нейтронные источники на основе реакции ядерного синтеза / Б. В. Кутеев [и др.] // Физика плазмы. — 2010. — Т. 36, № 4. — С. 307–346.

29. Нейтронно-физические исследования термоядерного источника нейтронов для получения максимального потока тепловых нейтронов / Б. В. Кутеев [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. — 2013. — Т. 36, вып. 1. — С. 64–77.

30. Современное состояние работ в области УТС в НИЦ «Курчатовский институт: тезисы 10 Междунар. конф. Ядерная и радиационная физика, Курчатов, 8–11 сентября 2015г./ Национальный ядерный центр Республики Казахстан; Л.К. Кузнецова [и др.]. – Курчатов, 2015. – С. 46.
31. Дементьев, Б. А. Ядерные энергетические реакторы / Б. А. Дементьев. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – С. 21–22.
33. The Los Alamos Accelerator Driven Transmutation of Nuclear Waste (ATW) Concept Development of the ATW Target/Blanket System / F. Venneri, M. Williamson, L. Ning // Proc. of the 2nd Int. Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies&Applications (ADTTA). –Kalmar (Sweden), June 1996. – Vol. 2. – P. 758–782.
34. Takahashi, H. Studies of the accelerator-driven subcritical fast reactor at Brookhaven National Laboratory / H. Takahashi // Proc. of 2-nd Int. Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies&Applications (ADTTA). – Kalmar (Sweden), June 1996. – Vol. 1. – P. 67–76.
35. Rubbia C. Experimental Study of the Phenomenology of Spallation Neutrons in a Large Lead Block / C. Rubbia [et al] // European Organization for Nuclear Research, CERN/SPSLC 95-17, SPSC/P291. – 1995.
36. The Combined System of Accelerator Molten Salt Breeder (AMSB) and Molten Salt Converter Reactor (MSCR) / K. Furukawa [et al.] // In Proceedings of the Japan – US Seminar on Thorium Fuel Reactors, Nara. – 1985. – P. 271–280.
37. A road map for the realization of global-scale thorium breeding fuel cycle by single molten-fluoride flow / K. Furukawa, K. Arakawa, L. Berrin Erbay, Y. Ito, Y. Kato, H. Kiyavitskaya, J. Pleasant, R. Mour, A. Lecocq, V. Simonenko, D. Sood, C. Urbun, R. Yoshioko // Energy Conversion and Management. – 2008. – P. 1832–1848.
38. Status of Accelerator Driven Systems Research and Technology Development: IAEA-TECDOC-1766. – Vienna, 2015. – 378 p.
39. Review of national accelerator driven system programmes for partitioning and transmutation: IAEA-TECDOC-1385. – Vienna, 1999. – 173 p.
40. Петров, Ю. В. Гибридный мезокаталитический реактор / Ю. В. Петров // Атомная энергия. – 1987. – Т. 63, вып. 5. С. 333–337.
41. Киевицкая, А. И. Оценка возможностей мезокаталитического гибридного реактора по накоплению делящихся нуклидов и анализ баланса энергии / А. И. Киевицкая, В. А. Петлицкий, С. Е. Чигринов // Вест. Нац. акад. наук Беларуси. Сер. физ.-энерг. наук. – 1992. – № 2. – С. 13–19.

42. Киевицкая, А. И. Мезокаталитический гибридный реактор. Нейтронно-физические характеристики и энергетический баланс: дис. ... канд. техн. наук. 05.14.03 / А.И. Киевицкая. – Минск, 1991. – 125 л.
43. Present Status of the OMEGA: Program in Japan. / Masato Nakamura, Hiroyuki Yoshiila // Proc. of the 2nd General Meeting for Information Exchange on Actinide and Fission Product Separation&Transmutation, 11–13 November 1992. Science and Technology Agency Chiyoda-ku. – Tokyo (Japan), 1992.
44. Neutronic Studies in Support of Accelerator-Driven Systems: The MUSE Experiments in the MASURCA Facility / R. Soule [et al.] // Nuclear Science and Engineering. – 2004. – Vol. 148. – P. 124–152.
45. Benchmark on Computer Simulation of MASURCA Critical and Subcritical experiments / D. Villamari, E.Gonzalez // OECD. – 2006. No. 4439. – 269 p.
46. The Integrated Project: European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in Accelerator Driven System (EUROTRANS) within the 6th Framework Programme EURATOM of the European Commission. Contract № FI6W-CT-2005-516520.23.
47. Киевицкая, А. И. Исследования в области перспективных ядерно-энергетических систем для производства энергии и выжигания радиоактивных отходов / А. И. Киевицкая // Энергетическая стратегия. – 2009. – № 5. – С. 28–32.
48. The GUINEVERE project in Belgium” IAEA-TECDOC-1766 “Status of Accelerator Driven Systems Research and Technology Development”. – Vienna (Austria), 2015. – P. 246–250.
49. Saito, S. Research&Development program on accelerator-driven transmutation at JAERI / S. Saito // Proc. of the 2-nd Int. Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies&Applications (ADTTA). – Kalmar (Sweden), June 1996. – Vol. 1. – P. 52–59.
50. Колесов, В. Ф. Электроядерные установки и проблемы атомной энергетики. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2013. – 620 с.
51. Xoubi, N. Subcritical reactor experiments at the University of Cincinnati // Transactions of the American Nuclear Society. – 2004. – Vol. 90. – P. 420–421.
52. Xoubi, N. The design & construction of a subcritical reactor // Proceedings of the 2nd International Symposium on Nuclear Energy (ISNE '09). – Amman (Jordan), 2009. – P. 26–28.
53. URL: <http://www.info.jinr.ru/~jinrmag/win/2011/17/ny17.htm>
54. Wan, J .S. Transmutation of ¹²⁹I and ²³⁷Np Using Spallation Neutrons Produced by 1.5, 3.7 and 7.4 GeV Protons / J. S. Wan, Th. Schmidt, E.-J. Langrock, P. Vater, R. Brandt, J. Adam, V. Bradnova,

V/P. Bamblevski, L. Gelovani, T. D. Gridnev, V. G. Kalinnikov, M. I. Kri-vopustov, B. A. Kulakov, A. N. Sosnin, V. P. Perelygin, V. S. Pronskikh, V. I. Stegailov, V. M. Tsourko-Sitnikov, G. Modolo, R. Odoj, M. Zamani-Valassiadou, S. Chigrinov, A. Kievitskaya, I. Rakhno, W. B. Wilson // Nu-clear Instruments and Methods in Physical Research: A. – 2001. – Vol. 463, № 3. – P. 634–652.

56. The Research of Transmutation of Long-Lived Fission Products and Minor – Actinides in a Sub-critical Assembly Driven by the Neutron Generator / S. Chigrinov, A. Kievitskaya, I. Rakhno, C. Rutkovskaya // Proc. of 2nd Int. Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies&Applications (ADTTA). – Kalmar (Sweden), 1996. – Vol. 2. – P. 737–741.

57. Киевицкая, А. И. Нейтронно-физические характеристики подкритических систем: Стенд «ЯЛИНА»: дис. ... д-ра физ.-мат. наук. – Минск, 2017. – 193 с.

58. Нормативные правовые акты в области обеспечения ядерной безопасности: Утв. Министерством по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 30 декабря 2006 г. – Минск: ДИЭКОС, 2008. – 184 с.

59. Эйвери Кипин, Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов / Дж. Р. Кипин. – М.: Атомиздат, 1967. – 428 с.

60. Gohar, Y., Bolshinsky, I., Naberezhnev, D., Accelerator-driven sub-critical facility: Conceptual design development // Nuclear Instrument and Methods in Physics Research A 562 (2006)870-874.

61. Состояние и основные задачи научных исследований на источнике нейтронов ННЦ ХФТИ: материалы XI конф. по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, Харьков, 11–15 марта 2013г. / Б. В. Борц [и др.]. – Харьков, 2013. – С. 26.

62. 2nd International Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications – Conference Wrap-Up / W. Gudowski // Proc. of 2nd Int. Conference on Accelerator Driven Transmutation Technologies&Applications (ADTTA), Kalmar (Sweden), 1996. – Vol. 2. – P. 1168–1172.

63. Kiyavitskaya, H. (coordinator) YALINA-Thermal Benchmark. Specifications for the IAEA Coordinated Research Projects on Analytical and Experimental Benchmark Analysis on Accelerator Driven Systems and Low Enriched Uranium Fuel Utilization in Accelerator Driven Sub-Critical Assembly Systems. IAEA. – 2006. URL: <http://www-nfcis.iaea.org>.

Учебное издание

Киевицкая Анна Ивановна

СОВРЕМЕННАЯ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
И ИННОВАЦИОННЫЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

Пособие

Редактор *Л. М. Корневская*
Компьютерная верстка *М. Ю. Мошкова*
Техническое редактирование *М. Ю. Мошкова*

Подписано в печать
Формат 60×90 1/16. Бумага офсетная.
Усл. печ. л. 5,75. Уч.-изд. л. 4,9.
Тираж 100 экз. Заказ №

Республиканское унитарное предприятие
«Информационно-вычислительный центр
Министерства финансов Республики Беларусь».
Свидетельство о государственной регистрации издателя,
изготовителя, распространителя печатных изданий
№ 1/161 от 27.01.2014, № 2/41 от 29.01.2014,
ул. Кальварийская, 17, 220004, г. Минск.