

7. ЯДЕРНЫЙ БРИДИНГ

Долговременная стратегия развития «большой» атомной энергетики предполагает переход к прогрессивной технологии замкнутого топливного цикла, основанной на использовании так называемых бридеров и переработке топлива, выгруженного из реакторов атомных станций, для последующего возврата в энергетический цикл невыгоревших и вновь образовавшихся делящихся изотопов.

Практическая реализация процесса бридинга имеет принципиальное значение для будущего атомной энергетики. Дело в том, что такой процесс дает возможность практически полностью использовать природный уран и тем самым почти в сто раз увеличить «выход» энергии из каждой тонны добытого природного урана. Это открывает путь к практически неисчерпаемым топливным ресурсам атомной энергетики на длительную историческую перспективу. Поэтому общепризнано, что использование бридеров - необходимое условие создания и функционирования атомной энергетики большого масштаба.

7.1 Виды бридинга

Бридинг (от англ. *breed* - размножать) - процесс образования избыточного количества делящихся изотопов в ядерном реакторе получил название "бридинг".

Бридинг состоит в производстве большего количества делящегося материала, чем. потребляемое при этом. Количественной мерой этого выигрыша является так называемый период удвоения — время, необходимое для производства вдвое большего чистого количества делящегося материала по сравнению с первоначально загруженным в реактор его количеством. По окончании периода удвоения реактор производит количество топлива, полностью возмещающее его первоначальные затраты и достаточное для пуска еще одного такого же реактора. Эффективно работающий бридерный реактор должен иметь период удвоения от 7 до 10 лет.

В зависимости от вида сырья, превращаемого в ядерное топливо, возможны два типа бридерных систем. Тепловые бридеры, использующие тепловые нейтроны, наиболее эффективно осуществляют цикл превращения ^{232}Th в ^{233}U (обычно называемый ториевым циклом). Быстрые бридеры, использующие более энергичные нейтроны, лучше всего подходят для превращения ^{238}U в ^{239}Pu (урановый цикл). В быстрых бридерах непроизводительные потери нейтронов меньше, чем в тепловых, и поэтому они имеют меньший период удвоения.

Наработка плутония в реакторе - ядерный бридинг - осуществляется нейтронами, высвобождающимися при делении ядер. При делении каждого ядра ядерного топлива, например ^{235}U , в среднем высвобождается более двух быстрых (высокоэнергичных) нейтронов. Для поддержания ядерной цепной реакции один из них должен произвести деление другого ядра. Часть нейтронов непроизводительно теряется, а остальные идут на расширенное воспроизводство новых делящихся ядер, т. е. превращают «заурядные» изотопы тяжелых элементов в делящиеся изотопы (Рис.1).

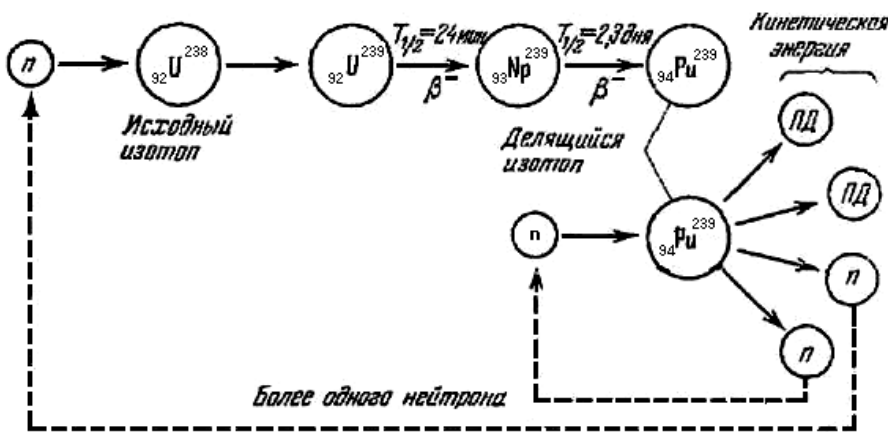


Рис. 14. Урановый цикл размножения топлива в быстром бридерном реакторе, осуществляемый быстрыми (высокоэнергичными) нейтронами.

В урановом типе ЯТЦ «заурядное» ядро урана-238 поглощает нейтрон и испускает β -частицу, превращаясь в ядро нептуния, которое в свою очередь испытывает β -распад и превращается в делящееся ядро плутония-239. При поглощении ядром плутония-239 нейтрона оно может испытать деление. При этом образуются продукты деления (ПД), освобождается энергия и вылетают по меньшей мере два нейтрона. Один из этих нейтронов идет на поддержание цепной реакции деления, остальные служат для превращения «заурядных» ядер в делящиеся, тем самым воспроизводя, «размножая» ядерное топливо. Бридерный реактор удваивает количество первоначально загруженного в него топлива за несколько лет.

Ториевый цикл бридинга аналогичен урановому циклу, но наиболее эффективно проводится на тепловых, т. е. сравнительно медленных, нейтронах в тепловом бридерном реакторе. В этом цикле «заурядный» изотоп тория-232 сначала превращается в протактиний, а затем в уран-233 (Рис. 2).

Идея бридерного реактора родилась почти в то же время, что и мысль о ядерной цепной реакции. Первые такие реакторы появились уже вскоре после второй мировой войны. Часть из них работала на тепловых, другие — на быстрых нейтронах. Второе существенное различие между ними заключается в роде

охлаждителя, используемого для отвода тепла, которое выделяется при ядерном делении, и для переноса этого тепла в установку для выработки электроэнергии. Для тепловых бридеров в качестве охладителей были выбраны вода и расплавленные соли, для быстрых бридеров — инертные газы (например, гелий), жидкие металлы (например, натрий) и водяной пар.

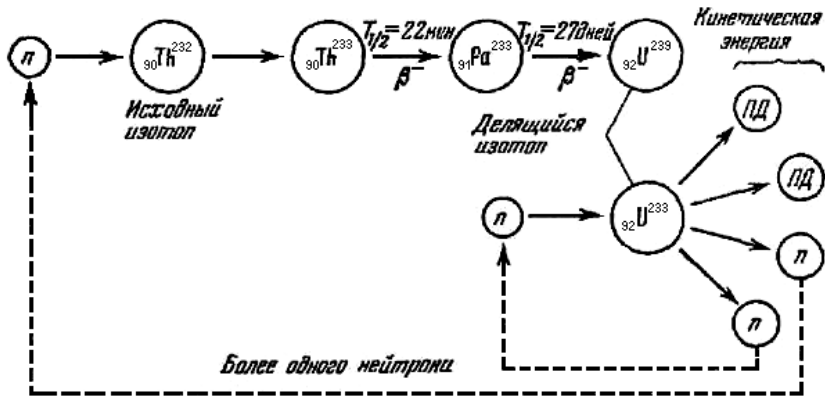


Рис. 15. Схема бридинга в ториевом цикле.

7.2 Нароботка плутония

Плутоний является одним из первых искусственных элементов, который начали производить в промышленном масштабе. По оценкам экспертов, к концу XX века в мире накоплено свыше 2000 т плутония и в дальнейшем ежегодный прирост его количества составлял примерно менее 100 т/г.

Плутоний производится в ядерных реакторах на урановом топливе с естественным или несколько повышенным содержанием изотопа урана-235 путём последовательных реакций радиационного захвата нейтронов и последующего β-распада:

$^{235}\text{U}(n,\gamma)^{236}\text{U}(n,\gamma)^{237}\text{U} \xrightarrow{\beta^-} ^{237}\text{Np}(n,\gamma)^{238}\text{Np} \xrightarrow{\beta^-} ^{238}\text{Pu};$

$^{235}\text{U} + n \xrightarrow{\beta^-} ^{239}\text{U} \xrightarrow{\beta^-} ^{239}\text{Np} \xrightarrow{\beta^-} ^{239}\text{Pu}(n,\gamma)^{240}\text{Pu}(n,\gamma) + n \xrightarrow{\beta^-} ^{242}\text{Pu}.$

7.2.1 Изотопный состав плутония

Соотношение количеств тех или иных изотопов в составе нарабатываемого плутония зависит от типа реактора (промышленный или энергетический), качества свежего уранового топлива (изотопный состав) и глубины его выгорания (время облучения в реакторе) (Табл. 1).

Изотопный состав плутония, накапливающегося в реакторе в результате реакций, происходящих в урановом топливе, зависит от степени выгорания топлива. Чем дольше работает ядерное топливо в активной зоне реактора типа ВВЭР, тем больше в нем четных изотопов плутония и тем ниже энергетическая ценность этого плутония для использования в качестве вторичного ядерного топлива.

Табл.5. Изотопный состав плутония в отработанных твэлах реакторов различного типа.

Таблица 1

Тип ядерного реактора	Глубина выгорания, ГВт·сут/т	Содержание изотопов плутония, %				
		²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu
Промышленный*	<1	0,04	93,3	6,0	0,6	0,004
МАГНОКС	5	**	68,5	25,0	5,3	1,2
КАНДУ	7,5	**	66,5	26,5	5,3	1,5
РБМК-1000	18,6	**	49	35	10	6
LWR	20	0,5	73,5	20,0	5,0	1,0
LWR	30	1	60	22	13	4
ВВЭР-440	30	**	66	20	10,3	3
ВВЭР-1000	40	**	60	22	14	4
LWR	60	4,4	46,3	24,9	12,7	11,7

* Реактор, производящий плутоний оружейного качества.
** ²³⁸Pu образуется, но его процентное содержание очень мало (данные в литературных источниках отсутствуют).



Рис. 16. Накопление изотопов плутония в реакторе

Изотопный состав плутония зависит и от типа реактора. В реакторах на быстрых нейтронах делятся (выгорают) как нечетные, так и четные изотопы. Поэтому состав плутония в топливе «быстрых» реакторов относительно стабилен.

7.2.2 Классификация плутония

Изотопный состав плутония существенным образом влияет на его качество (особенно на характеристики изготовленного из него ядерных взрывных устройств). Классификация качества плутония в зависимости от содержания в ^{219}Pu изотопов ^{238}Pu и ^{240}Pu , приведена в Табл. 6.

Табл.6. Классификация плутония

Плутоний	Содержание учитываемого изотопа, %
Сверхчистый	$^{240}\text{Pu} \leq 2-3$
Оружейный	$2-3 < ^{240}\text{Pu} < 7$
Топливный	$7 \leq ^{240}\text{Pu} < 19$
Реакторный (энергетический)	$^{240}\text{Pu} > 19$
Промышленный	$20 \leq ^{238}\text{Pu} \leq 80$
Медицинский	$^{238}\text{Pu} > 80$

Изотопный состав оружейного плутония (%)

^{238}Pu -0,012; ^{239}Pu -93,8; ^{240}Pu -5,8; ^{241}Pu -0,23; ^{242}Pu -0,0022

Изотопный состав реакторного плутония (%)

^{238}Pu -1,3; ^{239}Pu -60,3; ^{240}Pu -24,3; ^{241}Pu -8,3; ^{242}Pu -5,00

После одного года работы типичного энергетического легководного реактора мощностью 1000 МВт образуется около 200 кг плутония, из которых около 150 кг составляет ^{239}Pu .

7.2.3 Оружейный плутоний

Наиболее важным является оружейный плутоний, т.е. высоко обогащенный плутоний (степени обогащения по плутонию-239 93% и выше). Он нарабатывается на промышленных реакторах при малых продолжительностях кампании (менее 1 месяца). В таких условиях нарабатывается в основном ^{239}Pu . Другие изотопы возникают в незначительном количестве.

При составе: 93.4% ^{239}Pu , 6.0% ^{240}Pu и 0.6% ^{241}Pu плутоний обладает следующими свойствами: начальная тепловая мощность свежеработанного оружейного плутония 2.2 Вт/кг, уровень спонтанного деления 27100 делений/с. По прошествии пары десятилетий, большая часть ^{241}Pu превратится в ^{241}Am , существенно увеличив тепловыделение - до 2.8 Вт/кг. Поскольку ^{241}Pu прекрасно делится, а ^{241}Am - нет, это приводит к снижению запаса реактивности плутония и должно приниматься в расчет конструкторами атомной бомбы.

Вследствие малой разницы в массах ^{239}Pu и ^{240}Pu , эти изотопы не разделяются промышленно широко распространенными способами обогащения. Единственный способ произвести более чистый ^{239}Pu - сократить время пребывания в реакторе кассеты с ^{238}U .

К оружейному плутонию предъявляются строгие требования с точки зрения его изотопного состава. Основным нежелательным изотопом является ^{240}Pu (этот изотоп имеет тенденцию накапливаться в твэлах энергетических реакторов).

Дело в том, что мощность ядерного заряда сильно зависит от содержания в нем изотопа ^{240}Pu . Изотоп ^{240}Pu является источником нейтронов спонтанного деления, каждый акт которого сопровождается испусканием 2,1 нейтронов со средней энергией 2,5 МэВ. При этом удельный поток нейтронов в полный телесный угол 4π составляет $1,02 \cdot 10^3 \text{ с}^{-1} \text{ т}^{-1}$. Нейтроны от спонтанного деления ^{240}Pu вызывают предыницирование ядерного взрыва и тем самым делают его мощность труднопредсказуемой. Поэтому в оружейном плутонии содержание не должно превышать 2-3%.

Замечание. Плутоний, выделяемый из ОЯТ энергетических реакторов, так же пригоден для изготовления ядерных взрывных устройств (ЯВУ), что и подтвердили испытания ядерных бомб с использованием энергетического плутония, осуществленные в 1962 г. в Неваде (США) и в 1974 г. в Индии. Однако атомная бомба из реакторного плутония будет маломощной и обращение с ней будет затруднено из-за интенсивного сопутствующего гамма-излучения, отсутствующее у «нормальной» плутониевой бомбы.

Нежелательным является и присутствие в оружейном плутонии изотопа ^{241}Pu , т.к. при хранении ядерного материала образуется ^{241}Am – источник жесткого гамма-излучения, что значительно осложняет обращение с атомным оружием.

Оружейный плутоний, обычно получаемый на промышленных реакторах, можно получить и из отработанных твэлов энергетических реакторов. Однако, в этом случае приходится прибегать к дорогостоящей процедуре разделения изотопов плутония.

Применение известных технологий обогащения урана для удаления нежелательных изотопов из реакторного плутония технически возможно. Оно осложнено присутствием множества изотопов, отличающихся друг от друга всего одной атомной единицей массы (^{235}U и ^{238}U отличаются на 3), что

существенно снижает и без того небольшой коэффициент сепарации. Требуется двухпроходное разделение - сначала удаляются тяжелые изотопы - ^{240}Pu и выше, а затем (в зависимости от начального содержания и нежелательности нагрева), отделяется ^{238}Pu . Токсичность, нейтронное излучение и самонагрев плутония во входном и выходном потоках, в обогащенном продукте - все эти факторы еще больше усложняют технологию разделения плутония по сравнению с ураном. Есть и облегчающий процесс обогащения момент - масса сырья, которая должна быть переработана, более чем на два порядка меньше, чем при разделении природного урана. Это происходит из-за высокого изначального содержания ^{239}Pu (60 - 70% по сравнению с 0.72% у урана) и из-за меньшей критической массы плутония (6 против 15 кг). Даже со всеми указанными выше сложностями, завод по обогащению плутония будет много меньше уранового при любой технологии разделения.

Разделение изотопов плутония и производство оружейного плутония из реактора осуществляют на электромагнитных сепараторах. Вследствие очень высокого коэффициента разделения требуется всего одна стадия очистки, и производительность сепаратора определяется концентрацией ^{239}Pu в сырье. Электромагнитный сепаратор, способный нарабатывать половину заряда атомной бомбы в год (аналогичный запускаемому Ираком до войны 1991 года), способен на производство 100 плутониевых бомб из реакторного плутония. Возможно использование других способов разделения изотопов, например, газовой диффузии или центрифугирования. Свойства гексафторида плутония сходны с гексафторидом урана и требуют лишь незначительных изменений в центрифугах или диффузионных мембранах. Технология AVLIS (испарение с использованием лазера) создает возможность недорогого разделения и может использоваться с реакторным плутонием в качестве исходного материала.

7.2.4 Реакторный плутоний

Кампания энергетического реактора достаточно длинна – два года и больше. За это время нарабатывается широкая гамма всех остальных изотопов плутония. Поэтому ^{239}Pu оказывается разбавлен остальными четырьмя изотопами плутония.

Подавляющая часть сегодняшней атомной энергетики использует урановое горючие. Плутоний, содержащийся в отработанном ядерном топливе, состоит из множества изотопов, соотношение которых зависит от типа реактора, рабочего режима и продолжительности кампании. Например, изотопный состав плутония в легководном реакторе (в долях): ^{238}Pu (0,03), ^{239}Pu (0,61), ^{240}Pu (0,2), ^{241}Pu (0,1) и ^{242}Pu (0,03).

Принимая в расчет явление изотопного разбавления критической массы (хорошо делятся только ^{239}Pu и ^{241}Pu) бомба, созданная из 8 кг такого материала выдавала бы 116 Вт тепла (электролампочку такого же размера и такой же мощности невозможно держать в руках) и 2.8 миллиона нейтронов/с. С таким веществом создание атомной бомбы является трудной, хотя и возможной, задачей.

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) всех современных энергетических реакторов, выгруженное при среднем уровне выгорания 40 ГВт-сут/т, содержит, как правило, 1,15 вес.% плутония, 94,3% урана и 4,55% продуктов деления (в том числе изотопов малых актиноидов: нептуний-237, америций-241, америций-243, калифорний-252). При использовании только уранового топлива в реакторе мощностью 900 МВт примерно через каждые три года имеет место наработка плутония в количестве 780 кг на одну активную зону.

Степень облученности топливного элемента в энергетическом реакторе можно измерить в мегаватт-днях/тонну (МВт-день/т). Плутоний из отработанного ядерного топлива состоит из множества изотопов. Структура их меняется от типа реактора и рабочего режима (Табл. 7):

Табл. 7. Изотопный состав плутония, нарабатываемого в реакторах различного типа

Реакторы	на легкой воде		CANDU	MAGNOX
Изотоп	типичный	33000 МВт-день/т	7500 МВт-день/т	3000 МВт-день/т
^{238}Pu	2%	1.5%	<< 0.1%	0.1%
^{239}Pu	61%	56.2%	66.6%	80%
^{240}Pu	24%	23.6%	26.6%	16.9%
^{241}Pu	10%	14.3%	5.3%	2.7%
^{242}Pu	3%	4.9	1.5%	0.3%

В 1970 - 80-х гг. реакторы со степенью облучённости 33000 МВт-день/т оперировали с ураном 3-х процентного обогащения. Со снижением цен на обогащенный уран (из-за освобождения армейских производственных мощностей) перешли на более обогащённое ^{235}U топливо - 4-4.5%, что позволило довести выгорание до 45000 МВт-день/т и даже выше. В результате в отработанном топливе теперь содержится еще больше Pu-238, 240, 241 и 242.

«Гражданский» (энергетический) плутоний насыщен многими бесполезными изотопами. Он сильно загрязнен γ -излучающими нуклидами (в основном – изотопами самого плутония), трудно от него отделимыми. Реакторный плутоний имеет примерно втрое большую критическую массу, чем военный, в нем

в 10 - 15 раз больше внутреннее тепловыделение, в 10 раз больше радиационный фон, включая ^{241}Am (продукт распада ^{241}Pu) с мощным гамма-излучением.

Реакторный плутоний либо может быть непосредственно использован в примитивном ядерном взрывном устройстве, либо служить топливом для реактора на быстрых нейтронах, в чьем бланкете можно производить плутоний супер-высокого качества для ядерного оружия.

Если извлеченный из отработавшего топлива плутоний повторно использовать в реакторах на быстрых нейтронах, его изотопный состав постепенно становится менее пригодным для оружейного использования. После нескольких топливных циклов, накопление ^{238}Pu , ^{240}Pu и ^{242}Pu делает его неупотребимым для этой цели. Подмешивание такого материала удобный метод «денатурировать» плутоний, или переработать отработавшее ядерное топливо, гарантируя нераспространение делящихся материалов.

7.2.5 Промышленный плутоний

Совершенно особым классом является плутоний с высоким содержанием изотопа ^{238}Pu (10% и выше), который широко используется в технических и медицинских целях.

Табл. 8. Изотопный состав плутония

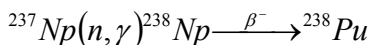
Изотопы плутония	Период полураспада, лет	Активность, Ки/г	Содержание в оружейном плутонии, %	Содержание в реакторном плутонии, % ¹
Плутоний-238	87,74	17,3	-	1,3
Плутоний-239	24110	0,063	93,0	56,6
Плутоний-240	6537	0,23	6,5	23,2
Плутоний-241	14,4	104	0,5	13,9
Плутоний-241	379000	0,004	-	4,9

¹ Типично для водяных под давлением реакторов наиболее широко распространенного типа действующих реакторов.

Как видно из **Табл.6 и 8**, плутоний такого качества даже при глубине выгорания 60 ГВт-сут/т в энергетических реакторах получить невозможно. Стартовыми материалами для производства плутония с высоким содержанием изотопа ^{238}Pu являются:

- 1) Изотоп ^{237}Np , выделяемый из отработанного ядерного топлива промышленных и энергетических реакторов.
- 2) Изотопно чистый ^{241}Am , основным источником получения которого является выдержанный в течение длительного периода времени плутоний с высоким содержанием изотопа ^{241}Pu (нарабатывается в энергетических реакторах при высокой глубине выгорания уранового ядерного топлива).

В первом случае выделенный и очищенный изотоп ^{237}Np подвергают облучению потоком тепловых нейтронов в ядерных реакторах и ^{238}Pu нарабатывается по реакции



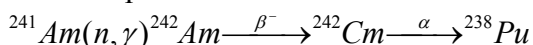
При облучении ^{237}Np в водо-водяном реакторе потоком нейтронов с плотностью $10^{14}\text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ в спектре, характерном для ВВЭР, максимальная концентрация ^{238}Pu достигается за 0,9 года и составляет 300 г на 1 кг исходного продукта. При этом доля изотопа ^{238}Pu среди всех образовавшихся изотопов плутония составляет 69% .

При облучении ^{237}Np в уран-графитовом реакторе получается плутоний, имеющий следующий изотопный состав:

^{238}Pu – 80%; ^{239}Pu – 16,3%; ^{240}Pu – 3,0%; ^{241}Pu – 0,6%; ^{242}Pu – 0,1% или

^{238}Pu – 80%; ^{239}Pu – 15,8%; ^{240}Pu – 2,7%; ^{241}Pu – 1,1%; ^{242}Pu – 0,4% , который классифицируется как «промышленный».

Во втором случае плутоний с более высоким содержанием изотопа ^{238}Pu (до 90% и выше) может быть получен при облучении в реакторе ^{241}Am по реакции



и может иметь такой изотопный состав, как, например: ^{238}Pu - 90,4%; ^{239}Pu - 9,0%; ^{240}Pu - 0,6%; ^{241}Pu - 0,3%; ^{242}Pu -0,1%.

7.2.6. Медицинский плутоний

Плутоний с содержанием изотопа ^{238}Pu более 80% в международной практике классифицируется как «медицинский».

Изотоп ^{238}Pu является α -излучателем с периодом полураспада $T_{1/2} = 87,74$ лет. При этом удельный поток испускаемых им α -частиц с энергией около 5,5 МэВ в полный телесный угол 4π составляет $6,33\cdot 10^{11}\text{ с}^{-1}\cdot\text{г}^{-1}$. Энергия α -частиц, будучи поглощена веществом, превращается в тепло и, благодаря столь значительному потоку α -частиц, 1 грамм ^{238}Pu выделяет около 0,5 Вт тепловой энергии. Отдельные образцы с высоким содержанием изотопа ^{238}Pu могут развивать температуру до 1000°С. Это обстоятельство позволяет использовать ^{238}Pu для производства радиоизотопных термоэлектрических генераторов (РИТЭГ), которые

являются уникальными автономными источниками электропитания и могут обеспечивать диапазон электрических мощностей от нескольких микроватт до 10 кВт и более в течение многих лет. Так, например, во время космической экспедиции «Аполлон-12» источником энергообеспечения бортовой аппаратуры при проведении комплекса экспериментов на лунной поверхности (ALSEP) служил РИТЭГ SNAP-27, содержащий 3735 г микросферического $^{238}\text{PuO}_2$ и развивающий тепловую мощность 1480 Вт. Изотоп ^{238}Pu применяется также для энергообеспечения автоматических навигационных и метеорологических наземных и морских станций. Кроме того, изотоп ^{238}Pu нашел широкое применение в медицине в качестве источника энергии (батарейки) при изготовлении специальных стимуляторов сердечной деятельности (кардиостимуляторы).

7.3 Плутониевый бридинг в быстрых реакторах

Нейтронно-физические особенности быстрого реактора таковы, что процесс образования в нем плутония может иметь характер расширенного воспроизводства, когда в реакторе образуется вторичного плутония больше, чем выгорает первоначально загруженного.

В быстром реакторе большую часть актов деления ядерного топлива вызывают быстрые нейтроны с энергией более 0,1 МэВ (отсюда и название «быстрый» реактор). При этом в реакторе происходит деление не только очень редкого изотопа ^{235}U , но и ^{238}U - основной составляющей природного урана (~99,3%), вероятность деления которого в спектре нейтронов теплового реактора очень низка. Принципиально важно, что в быстром реакторе при каждом акте деления ядер образуется большее количество нейтронов, которые могут быть использованы для интенсивного превращения ^{238}U в делящийся изотоп плутония ^{239}Pu .

В настоящее время наиболее перспективными считаются быстрые бридеры с жидкометаллическим охладителем. Альтернативные разработки представляют собой быстрые бридеры с газовым охлаждением, для которого используется сжатый гелий.

Быстрый жидкометаллический бридерный реактор имеет следующие существенные особенности. Активная зона в таком реакторе имеет малые размеры. По экономическим соображениям реактор должен работать при значительно более высокой плотности мощности, чем та, которая характерна для обычных ядерных реакторов. Поэтому объем активной зоны в бридере составляет всего лишь несколько куб. метров и примерно пропорционален снимаемой с реактора мощности. Плотности мощности в нем составляют около 0,4 МВт/л.

Для отвода тепла, что необходимо во избежание перегрева топлива, через активную зону надо прокачивать жидкий натрий со скоростью в тысячи м³/час. С этой целью топливо в активной зоне располагается в виде многих тысяч тонких вертикальных стержней, между которыми и прокачивается охладитель. Эти стержни обычно именуются тепловыделяющими элементами (ТВЭЛ). Каждый ТВЭЛ запаян в трубку из нержавеющей стали или другого тугоплавкого сплава.

Топливо, загружаемое в реактор, чаще всего находится в керамическом виде, например в форме окислов или карбидов. Керамика выбирается благодаря своей устойчивости при длительном пребывании в условиях высокой температуры и сильного облучения; вместе с тем она весьма тугоплавка и сравнительно инертна по отношению к жидкому металлу. Делящимися компонентами топлива могут быть обогащенный уран-235, плутоний-239 или их смесь. Находящийся в активной зоне уран-238 также обеспечивает безопасную работу реактора. Для эффективной и экономичной работы реактора топливо должно выдерживать облучение потоками нейтронов, во много раз превосходящими те, что существуют сегодня в обычных промышленных реакторах. Вместе с тем скорость сгорания топлива между этапами его воспроизводства здесь по меньшей мере вдвое больше, чем в реакторах на тепловых нейтронах.

Второй особенностью бридерного реактора является зона воспроизводства — «оболочка», заключающая в себе активную зону. Именно в оболочке происходит большинство актов воспроизводства; поэтому она состоит из ^{238}U , находящегося в трубках из нержавеющей стали. (Это может быть уран, который обеднен изотопом ^{235}U , извлеченным из него в процессе обогащения для получения ^{235}U , используемого в качестве топлива в ядерных реакторах; сейчас накопились уже большие запасы такого обедненного урана.) Поскольку в зоне воспроизводства также происходят акты ядерного деления, ее тоже охлаждают, прокачивая через нее жидкий натрий. Вместе с тем эта зона выполняет еще одну важную роль. В ней захватываются не все нейтроны, приходящие из активной зоны; достаточно большая их доля отражается обратно в активную зону, повышая тем самым экономию нейтронного «бюджета».

Натриевый теплоноситель имеет великолепные теплопередающие характеристики. Кроме того, он может использоваться при весьма умеренном давлении; вода при температурах, которые имеются у теплоносителя на выходе из реактора (выше 500° С), создает очень высокие давления. В случае же использования натрия требуется лишь такое давление, которое необходимо для его прокачивания с заданной скоростью в пространстве между стержнями в активной зоне и окружающей ее зоне воспроизводства. По сравнению с водяным и газовым охлаждением натриевое охлаждение позволяет использовать насосы малой мощности. Вместе с тем натрий не вызывает сильной коррозии материалов в реакторе.

Натрий, однако, имеет тот недостаток, что он определенным образом влияет на конструкцию реактора. Поскольку жидкий натрий непрозрачен, необходимо иметь возможность наблюдать за работой реактора и производить перегрузку топлива не совсем «вслепую». Конечно, натрий весьма активен в химическом отношении, и вместе с тем он становится сильно радиоактивным при облучении нейтронами, даже несмотря на то, что его способность захватывать нейтроны сравнительно невелика. По этим причинам натрий не должен соприкасаться с водой или воздухом и следует предусмотреть радиационную защиту персонала, работающего вблизи контуров с жидким натрием.

Пронизывающие активную зону дополнительные многочисленные стержни служат для управления и контроля за безопасной работой реактора. Они поддерживают выход мощности на заданном уровне, а также запускают и останавливают реактор. Стержни изготавливаются из материала, сильно поглощающего нейтроны, например карбида бора или металлического тантала. Меньшая поглощающая способность при примерно тех же размерах управляющих стержней делает их в реакторах на быстрых нейтронах менее эффективными, чем в реакторах на тепловых нейтронах. С другой стороны, в активной зоне тепловых реакторов находится большое количество избыточного топлива с целью компенсации его выгорания и «отравления» реактора продуктами деления. (Последние также захватывают нейтроны, но при этом уже не производится значительных количеств энергии). Излишек топлива требует введения дополнительных регулирующих стержней. Быстрые же бридерные реакторы нуждаются в меньшем числе таких стержней. Это связано с более высокой эффективностью превращения в них ^{238}U в делящийся ^{239}Pu , которая компенсирует выгорание загруженного вначале топлива. Кроме того, быстрые нейтроны поглощаются в них продуктами деления не столь сильно, как тепловые нейтроны в обычных реакторах.

В процессе реакции деления не все нейтроны вылетают в тот момент, когда ядро делится. Некоторая небольшая доля нейтронного «бюджета» пополняется нейтронами, появляющимися при распаде продуктов деления. Следует различать эти «запаздывающие» нейтроны и «мгновенные» нейтроны, возникающие непосредственно в моменты деления ядер. Значение «запаздывающих» нейтронов состоит в том, что они удерживают цепную ядерную реакцию от практически мгновенного нарастания, когда одно поколение нейтронов тут же рождает следующее.

Доля «запаздывающих» нейтронов существенно зависит от вида делящихся ядер. Большинство реакторов на тепловых нейтронах работает на ^{235}U , тогда как быстрые бридеры будут использовать в качестве топлива ^{239}Pu . Доля «запаздывающих» нейтронов при делении ^{235}U составляет около 0,65%, а при делении ^{239}Pu — около 0,3%. Меньшая доля «запаздывающих» нейтронов в последнем случае не является слишком существенным обстоятельством при нормальной работе реактора. Она повышает чувствительность реактора к действию регулирующих стержней, а также к действию других факторов, влияющих на его реактивность, например изменений температуры в активной зоне.

Сейчас известны две конструкции контейнеров для активной зоны, зоны воспроизводства и первичного контура теплопередачи — типа бака и типа петли. В конструкции первого типа в большой бак, заполненный жидким натрием, погружены реакторный сосуд, натриевые насосы, которые забирают натрий из бака и прокачивают его через активную зону и зону воспроизводства, и промежуточные теплообменники, в которых тепло от радиоактивного натрия передается другому потоку натрия. В конструкции петлевого типа в натрий погружен только реакторный сосуд; жидкий металл циркулирует через теплообменные петли, расположенные вне контейнера реактора. Конструкция бакового типа имеет преимущество в значительно более высокой теплоемкости даже в случае выхода насоса из строя, но вместе с тем она требует заливки много большего количества натрия.

В конструкциях обоих типов жидкометаллических бридерных реакторов применяются сложные теплообменные устройства для изоляции циркулирующего через активную зону натриевого потока от парогенераторной установки. В этом и состоит назначение промежуточных теплообменников. Они передают тепло от радиоактивного натрия к нерадиоактивному, который уже затем проходит через парогенератор. Необходимы вспомогательные потоки натрия для перегрева пара и его повторного подогрева после того, как он отдал свою энергию лопаткам паровой турбины.

Наряду с жидкометаллическим привлекает внимание и быстрый бридерный реактор с газовым охлаждением. Основное различие между обоими видами бридеров заключается в использовании гелия под давлением от 70 до 100 атм для переноса тепла из активной зоны реактора к парогенераторам. Поскольку гелий не становится радиоактивным и не реагирует с водой в парогенераторе, здесь, нет нужды в промежуточных теплообменниках. При этом достигается значительное конструктивное упрощение всей системы, если не считать необходимости в компрессорах для создания высокого давления газа. Использование гелия в качестве охладителя в быстрых бридерных реакторах имеет и другие преимущества. Гелий не поглощает нейтроны в активной зоне реактора, в связи с чем, с одной стороны, упрощается регулирование реактора, а с другой — увеличивается производство нового делящегося материала из «заурядного» сырья. Вместе с тем гелий прозрачен и химически инертен, что позволяет визуально следить за

работой реактора и перегрузкой в нем топлива; применение гелия также упрощает конструирование реактора и целиком снимает проблему коррозии реакторных материалов. В быстром бридерном реакторе с газовым охлаждением активная зона, контуры циркуляции гелия и парогенератор целиком размещаются в контейнере высокого давления, изготовляемом из предварительно напряженного железобетона.

Разработка быстрых бридерных реакторов с газовым охлаждением может принципиально привести к созданию установок, во много раз более экономичных, чем быстрые бридеры с жидкометаллическим охлаждением. Нейтроны в гелии замедляются слабее, чем в натрии. Поэтому период удвоения в гелиевом бридере окажется короче. Далее, можно представить себе разработку быстрого бридерного реактора с газовым охлаждением для работы в прямом энергетическом цикле, в котором газовый теплоноситель из реактора будет поступать прямо в газовую турбину, связанную с динамомашинной. Разработка такого цикла могла бы снизить капитальные затраты на строительство быстрых бридерных реакторов.

Наиболее существенной для безопасности работы промышленных ядерных реакторов является их саморегулируемость. Иными словами, они сконструированы так, что самокомпенсируют любую возможную причину, которая может привести к непредусмотренному нарастанию выходной мощности. В реакторах с водяным охлаждением такая компенсация обычно осуществляется уменьшением реактивности, вызванным понижением плотности воды с ростом ее температуры. Однако в быстром реакторе изменение плотности охладителя с температурой может происходить в противоположном направлении.

В быстром бридерном реакторе компенсация может основываться на эффекте Доплера, возникающем при возрастании скорости поглощения нейтронов ^{238}U с ростом температуры топлива в активной зоне. Поскольку внезапное повышение уровня мощности всегда сопровождается ростом температуры топлива, возрастет нейтронное поглощение и соответственно начнет снижаться мощность.

Тот факт, что повышения реактивности можно достичь понижением плотности или количества охладителя, позволяет высказать соображения о других мерах безопасности работы быстрых реакторов с натриевым охлаждением. Допустим, например, что где-либо в пределах активной зоны реактора может незаметно перейти в перегретое состояние пузырек газа или иная полость в жидкости; тогда можно ожидать, что в этой области некоторые ТВЭЛы разрушатся. Это в свою очередь может нарушить плавное течение жидкости. Цепочка таких событий не обязательно приведет к автоматической остановке реактора. Из сказанного следует, что в конструкции реактора следует предусмотреть меры, препятствующие аварии из-за разрушения ТВЭЛов.

Такие меры можно осуществить различными способами. Например, добавление замедлителя, скажем, оксида бериллия, усиливает нейтронный доплер-эффект. Изменение отношения веса охладителя к весу топлива может ослабить эффект пустот в жидкости. Среди других методов можно назвать такое расположение топлива, при котором эффект пустот в охладителе ослабляется возрастанием утечки нейтронов из активной зоны.

В быстром реакторе с тазовым охлаждением проблема пустот не возникает, поскольку пузырьки в газе не могут появляться. Здесь, однако, надо принимать меры предосторожности против внезапного падения давления охладителя, например из-за разрыва сосуда высокого давления. Возможность такой аварии уменьшается при изготовлении реакторного контейнера из предварительно напряженного железобетона.

Экономическое значение быстрых бридерных реакторов заключается, что они позволяют сохранить ресурсы ядерного топлива. Предполагается, что в ближайшие 50 лет использование бридеров позволит уменьшить потребление урана на 1,2 млн. тонн по сравнению с тем, какое было бы без использования бридеров. Это по энергии эквивалентно примерно 3 млрд. тонн угля. Разработка бридерных реакторов должна также привести к постепенному снижению удельных расходов на выработку электроэнергии.

7.4 Ториевый бридинг

Как уже упоминалось, ториевый бридинг заключается в превращении неделящегося природного радионуклида тория, ^{232}Th , в делящийся нейтронами любых энергий изотоп урана ^{233}U . На базе этого нуклида можно создавать атомное оружие, а также хорошее ядерное топливо.

Ториевый бридинг активно развивает Индия. В США также работают два тепловых бридера на ториевом цикле — легководяной реактор в лаборатории атомной энергии Беттис и реактор с расплавленными солями в Окриджской национальной лаборатории.