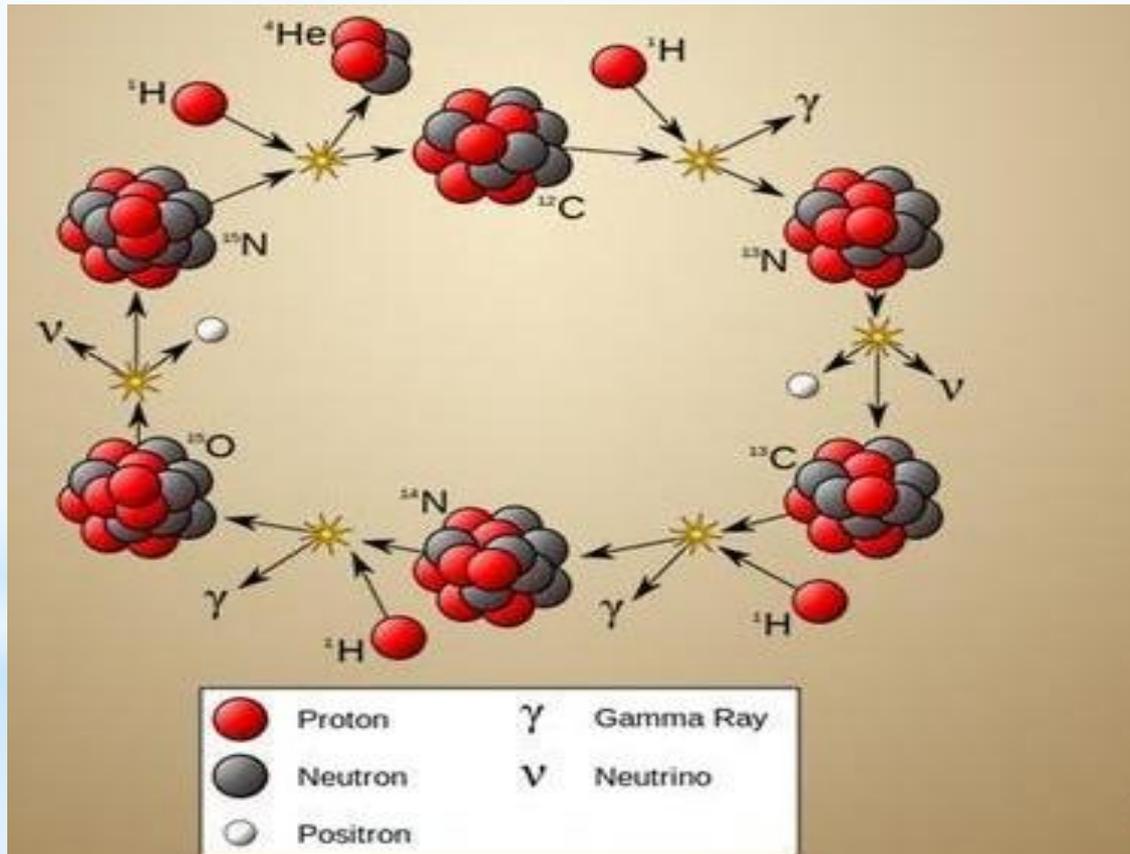


РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ



Реактор на быстрых нейтронах — ядерный реактор, использующий для поддержания ядерной реакции в активной зоне реактора внешние нейтроны с энергией $> 10^5$ эВ. В качестве основного топлива используется ^{238}U . Которые могут перерабатывать природный U-238 и торий в «замкнутом топливном цикле»

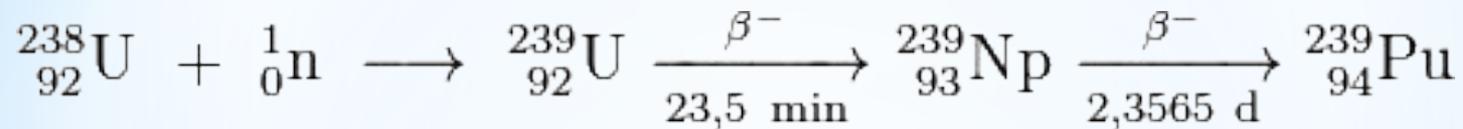
В основе любого реактора лежит деление тяжелых ядер под действием нейтронов. Конструкции энергетических реакторов могут быть различными, но по принципу работы их можно разделить на две группы — реакторы на тепловых нейтронах и реакторы на быстрых нейтронах.



Быстрые нейтроны, образующиеся в результате вынужденного деления ядер, можно использовать и без какого-либо замедления. Схема такова: быстрые нейтроны, образовавшиеся при делении ядер урана-235 или плутония-239, поглощаются ураном-238 с образованием (после двух бета-распадов) плутония-239. Причем на 100 разделившихся ядер урана-235 или плутония-239 образуется 120–140 ядер плутония-239. Правда, поскольку вероятность деления ядер быстрыми нейтронами меньше, чем тепловыми, топливо должно быть обогащенным в большей степени, чем для тепловых реакторов. Кроме того, отводить тепло с помощью воды здесь нельзя (вода- замедлитель), так что приходится использовать другие теплоносители: обычно это жидкие металлы и сплавы, от весьма экзотических вариантов типа ртути (такой теплоноситель был использован в первом американском экспериментальном реакторе Clementine) или свинцово-висмутовых сплавов (использовались в некоторых реакторах для подводных лодок- в частности, советских лодок проекта 705) до жидкого натрия (самый распространенный в промышленных энергетических реакторах вариант). Реакторы, работающие по такой схеме, называются реакторами на быстрых нейтронах. Идея такого реактора была предложена в 1942 году Энрико Ферми. Разумеется, самый горячий интерес проявили к этой схеме военные: быстрые реакторы в процессе работы вырабатывают не только энергию, но и плутоний для ядерного оружия. По этой причине реакторы на быстрых нейтронах называют также бридерами (от английского breeder- производитель).

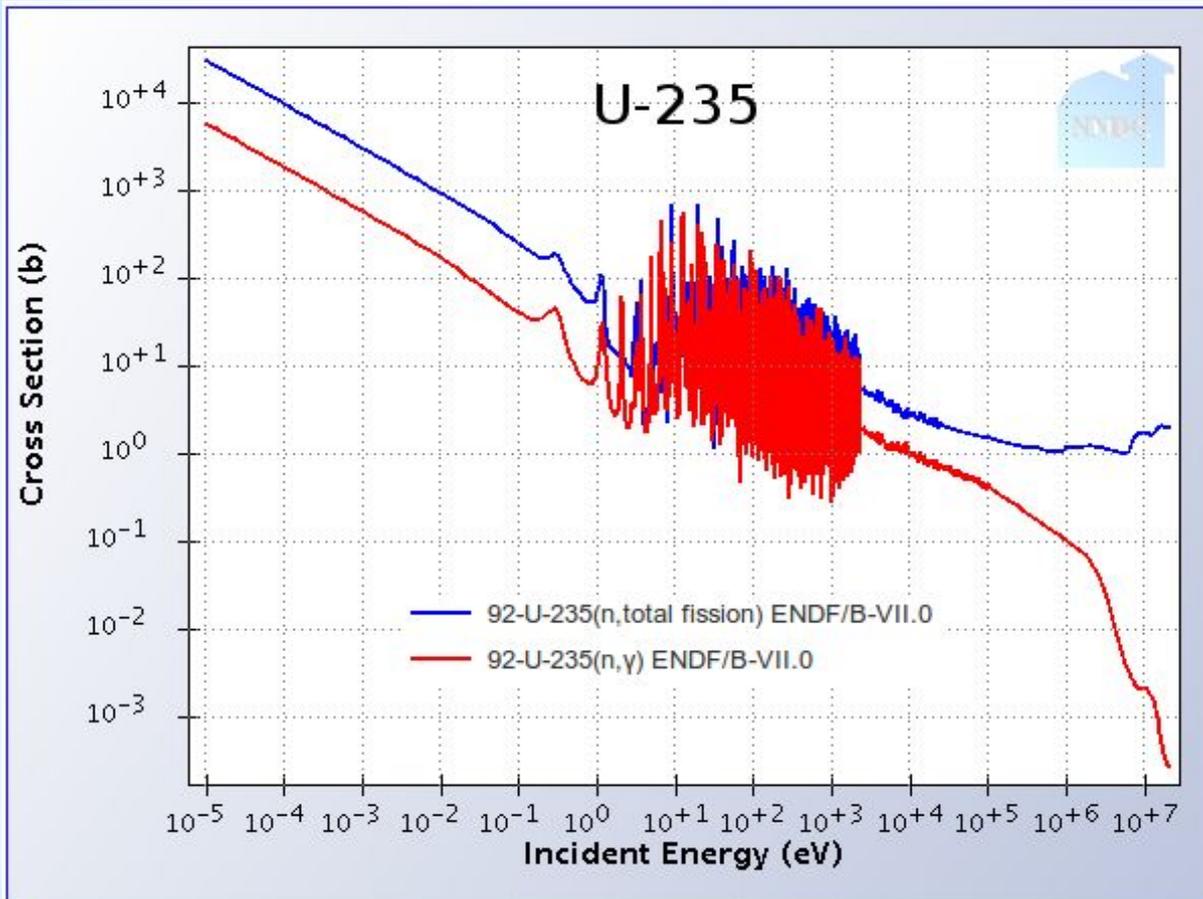
Замкнутый топливный цикл

Идея следующая: посмотрим не на сечение деления, а на сечение захвата: При подходящей энергии нейтрона (не слишком маленькая, и не слишком большая) U-238 может захватить нейтрон, и после 2-х распадов — стать плутонием-239:



Из отработанного топлива — плутоний можно выделить химическим путем, и сделать МОХ-топливо (смесь оксидов плутония и урана) которое можно сжечь как в быстрых реакторах, так и в обычных, тепловых. Процесс химической переработки отработанного топлива — может быть весьма трудным из-за его высокой радиоактивности, и пока решен не полностью и не отработан практически (но работа идет). МОХ-топливо (англ. Mixed-Oxide fuel) — ядерное топливо, содержащее несколько видов оксидов делящихся материалов. В основном термин применяется для смеси оксидов плутония и природного урана, обогащённого урана или обеднённого урана, которая ведёт себя в смысле течения цепной реакции сходно (хотя и не идентично) с оксидом низкообогащённого урана.

U-235 при попадании в него нейтрона — делится с выделением энергии, и вылетают еще 2-3 нейтрона. В реальности конечно все несколько сложнее, и процесс этот сильно зависит от энергии этого начального нейтрона. Посмотрим на графики сечения (=вероятности) реакции захвата нейтрона ($U-238 + n \rightarrow U-239$ и $U-235 + n \rightarrow U-236$), и реакции деления для U-235 и U-238 в зависимости от энергии (=скорости) нейтронов:



Как видим, вероятность захвата нейтрона с делением для U-235 — растет с понижением энергии нейтрона, потому в обычных ядерных реакторах нейтроны «замедляют» в графите/воде до такой степени, что их скорость становится того же порядка, как и скорость теплового колебания атомов в кристаллической решетке (отсюда и название — тепловые нейтроны). А вероятность деления U-238 тепловыми нейтронами — в 10млн раз меньше U-235, потому и приходится природный уран тоннами перерабатывать, чтобы наковырять U-235.

О теплоносителе

Как мы выяснили выше — воду в быстром реакторе использовать нельзя — она чрезвычайно эффективно замедляет нейтроны. Чем её можно заменить?

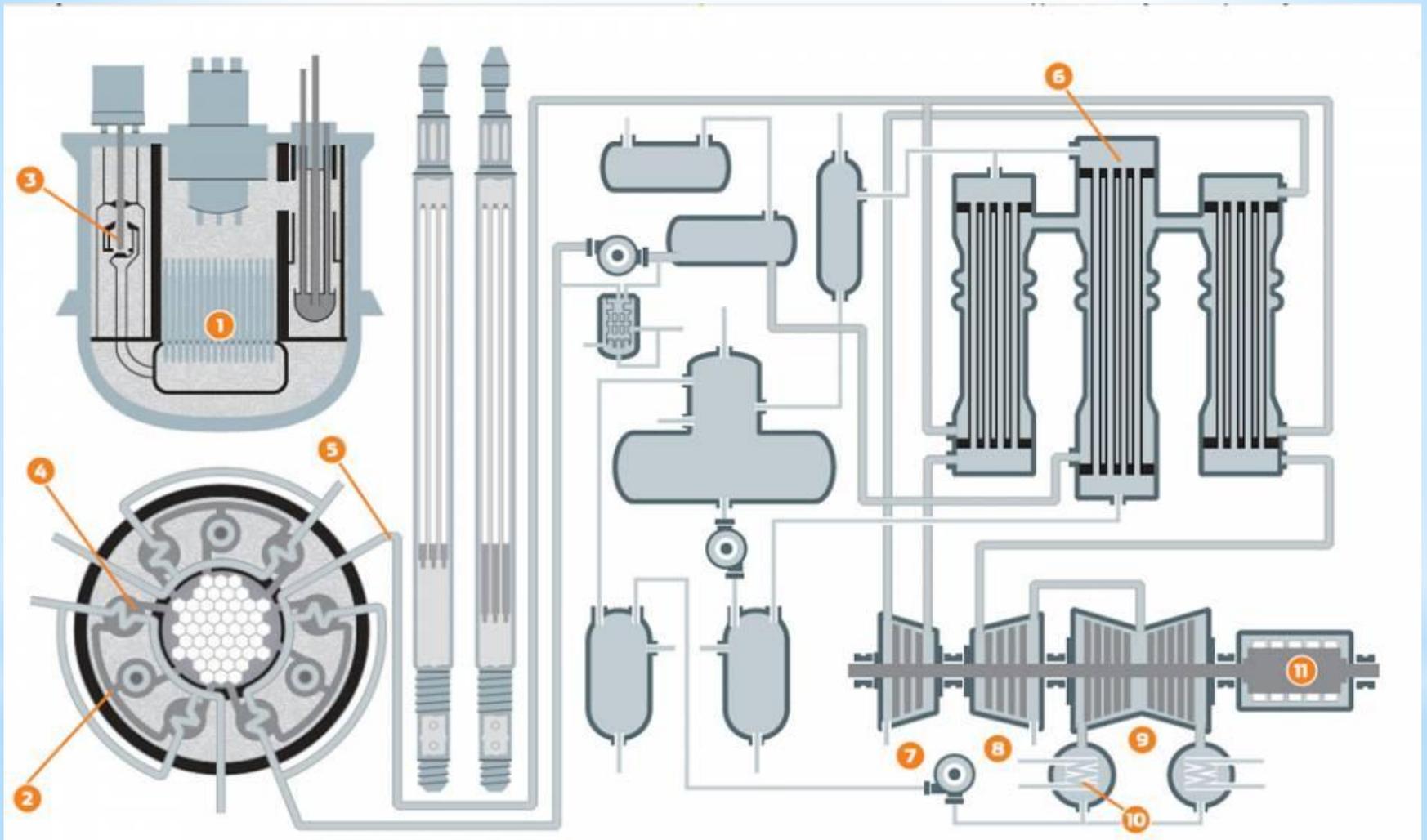
Газы: Можно охлаждать реактор гелием. Но из-за небольшой теплоемкости — мощные реакторы охладить таким образом сложно.

Жидкие металлы: Натрий, калий — широко используются в быстрых реакторах по всему миру. Из плюсов — низкая температура плавления и работа при околоатмосферном давлении, но эти металлы очень хорошо горят и реагируют с водой. Единственный в мире действующий энергетический реактор БН-600 — работает именно на натриевом теплоносителе.

Свинец, висмут — используются в разрабатываемых сейчас в России реакторов БРЕСТ и СВБР. Из очевидных минусов — если реактор охладился ниже температуры замерзания свинца/висмута — разогревать его очень сложно и долго (о не очевидных — можно почитать по ссылке в вики). В общем, технологических вопросов на пути реализации остается много.

Ртуть — с ртутным теплоносителем был реактор БР-2, но как оказалось, ртуть относительно быстро растворяет конструкционные материалы реактора — так что больше ртутные реакторы не строили.

Схема реактора



Реактор имеет интегральную компоновку, то есть в корпусе реактора расположена активная зона (1), а также три петли (2) первого контура охлаждения, каждая из которых имеет свой главный циркуляционный насос (3) и два промежуточных теплообменника (4). Теплоносителем служит жидкий натрий, который прокачивается через активную зону снизу вверх и разогревается с 370 до 550 °С

Проходя через промежуточные теплообменники, он передает тепло натрию во втором контуре (5), который уже поступает в парогенераторы (6), где испаряет воду и перегревает пар до температуры 520 °С (при давлении 130 атм). Пар подается на турбины поочередно в цилиндры высокого (7), среднего (8) и низкого (9) давления. Отработанный пар конденсируется за счет охлаждения водой (10) из пруда-охладителя и вновь поступает в парогенераторы. Три турбогенератора (11) Белоярской АЭС выдают 600 МВт электрической мощности. Газовая полость реактора заполнена аргоном под очень небольшим избыточным давлением (около 0,3 атм).

Действующие реакторы и интересные проекты

Российский БОР-60 — опытный реактор на быстрых нейтронах, действует с 1969 года. На нем в частности тестируют элементы конструкций новых реакторов на быстрых нейтронов.

Российские БН-600, БН-800: Как уже упоминалось выше, БН-600 — единственный энергетический реактор на быстрых нейтронах в мире. Работает с 1980-го года, пока на уране-235.

В 2014-м году — планируется к запуску более мощный БН-800. На нем уже планируется начинать использовать МОХ топливо (с плутонием), и начать отрабатывать замкнутый топливный цикл (с переработкой и сжиганием нарабатываемого плутония). Затем может быть и серийный БН-1200, но решение о его строительстве пока не принято. По опыту строительства и промышленной эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах — Россия продвинулась намного дальше всех, и продолжает активное развитие.



Небольшие действующие исследовательские быстрые реакторы — есть еще в Японии (Jōyō), Индии (FBTR) и Китае (China Experimental Fast Reactor).

Японский Monju reactor — самый несчастливый реактор в мире. В 1995-м году его построили, и в том же году — произошла утечка нескольких сотен килограмм натрия, компания пыталась скрыть масштабы происшествия (привет Фукусима), реактор был остановлен на 15 лет. В мае 2010-го реактор наконец запустили на сниженной мощности, однако в августе во время перегрузки топлива в реактор уронили 3.3-тонный кран, который сразу утонул в жидком натрии. Достать кран удалось лишь в июне 2011-го. 29-го мая 2013-го года будет приниматься решение о том, чтобы закрыть реактор навсегда.

Заключение

Быстрые реакторы — обладают основным преимуществом, которого все ждут от термоядерных — топлива для них человечеству хватит на тысячи и десятки тысяч лет. Его даже добывать не нужно — оно уже добыто, и лежит на складах и отвалах. Технические проблемы — хоть и остаются, но выглядят решаемыми, а не эпическими — как в случае термоядерных реакторов.

Топливо в «замкнутом топливном цикле» появляется не из воздуха, а из бесполезного до этого урана-238 и тория после облучения в быстром реакторе, и дальнейшей химической переработки чтобы из отработанного топлива выделить полезные плутоний-239 и уран-233. Быстрые реакторы по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах — дают в 1.5 раза больше нейтронов на 1 деление, и их хватает и на цепную реакцию, и на наработку нового топлива.

С экономической точки зрения — при массовом строительстве быстрые реакторы хоть и дороже обычных тепловых ядерных реакторов, но не на порядки. Массового строительства быстрых реакторов похоже просто не начинают раньше времени, т.к. урана-235 и обычного топлива большинству стран пока хватает в ближайшей перспективе (15-30 лет), и есть время отработать технологию.

Так что когда окончательно закончится дешевая нефть и уран-235 — нашим внукам не придется сидеть без света, будет на чем колонизировать марс, и неспешно допиливать термоядерный синтез следующие 10'000 лет.