

ПРЕДЛОЖЕНИЕ КОНВЕРСИИ ИРАНСКОГО РЕАКТОРА ИР-40 С УМЕНЬШЕННЫМ ПРОИЗВОДСТВОМ ПЛУТОНИЯ

Али Ахмад и Александр Глэзер

В данной статье рассматриваются возможные модификации иранского тяжеловодного реактора ИР-40 (Арак), которые ограничивают его производство плутония без ущерба для его полезности для гражданского применения. Предлагаемые модификации относятся только к составу топлива, не включают изменений геометрии топлива и активной зоны, и поэтому они обладают преимуществом минимизации общей сложности и стоимости конверсии, так же как и уменьшения временного периода, требующегося для реализации этих модификаций. Предлагаемые изменения значительно сократят производство плутония в реакторе, от 7 – 9 кг до менее 1 кг в год. В статье рассматриваются также ключевые параметры безопасности, скорости производства медицинских изотопов и требования к ресурсам урана для всех рассматриваемых модификаций. Анализ применим не только к сценарию иранского реактора в Араке, но может также предоставить некоторые будущие указания для других тяжеловодных реакторов, которые сегодня продолжают эксплуатироваться.

Али Ахмад работает по Программе по науке и всеобщей безопасности Принстонского университета, Принстон, Нью-Джерси, США.

Александр Глэзер работает в Школе Вудро Вильсона по общественной и международной безопасности и на факультете механической и аэрокосмической техники Принстонского университета, Принстон, Нью-Джерси, США.

Почтовый адрес для корреспонденций: Ali Ahmad, Program on Science and Global Security, Princeton University, 221 Nassau Street, Princeton, NJ 08542, USA.

Адрес электронной почты: aahmad@princeton.edu

Статья получена 26 сентября 2014 года и принята к публикации 22 октября 2014 года.

ВВЕДЕНИЕ

Будущее реактора ИР-40 (Арак) было центральным элементом переговоров между Ираном и группой стран "P5+1"¹ из-за опасений, что реактор может быть использован для изготовления плутония для оружейных целей. Тяжеловодные реакторы, такие, как реактор Арак, обычно загружаются топливом из природного урана, который содержит 99,3 процента изотопа урана-238 и только малую часть делящегося изотопа, урана-235 (0,7%). Плутоний образуется, когда ядро урана-238 поглощает нейтрон, а затем претерпевает два последовательных бета-распада. Частично из-за большего процентного содержания урана-238 в природном уране скорость производства плутония в реакторах, заправленных топливом из природного урана, выше, чем в реакторах с топливом из обогащенного урана для любой заданной тепловой мощности. Реактор типа Арак с тепловой мощностью 40 МВт производит около 9 килограммов плутония в год; этот материал находится в отработавшем топливе и он должен быть выделен для дальнейшего использования в операциях по переработке.

Несколько обладающих ядерным оружием стран использовали тяжеловодные реакторы, подобные реактору Арак для запуска своих программ ядерного оружия или для расширения своих производственных мощностей расщепляющихся материалов. Примечательными примерами служат Израиль (реактор Димона, поставленный Францией), Индия (реактор CIRUS, в основном поставленный Канадой), и Пакистан (серия реакторов Хушаб)². Эксплуатационные характеристики исследовательских реакторов с топливом из природного урана невысоки по сравнению с другими типами реакторов. Сильное поглощение нейтронов в топливе из природного урана приводит к плохой экономии нейтронов в тяжеловодных реакторах; в них остается немного избыточных нейтронов для использования в исследованиях и производстве радиоизотопов. Предлагаемая реконструкция реактора Арак должна будет поэтому установить баланс между необходимостью сократить производство плутония и необходимостью сохранить, а может быть и улучшить полезность реактора для исследований и производства радиоизотопов.

Одним из возможных сценариев является замена реактора Арак на реактор с обычной водой. Поскольку в технологии реакторов с обычной водой используется топливо из обогащенного урана, такая модификация может удовлетворить требования группы P5+1. Иран, однако, отказывался принять такое предложение, поскольку он в течение прошедших лет уже вложил в проект значительные ресурсы, в том числе и в строительство завода для производства тяжелой воды. В ответ на предложение группы P5+1 демонтировать реактор проекта Арак, Али Акбар Салехи, руководитель Иранской Организации по атомной энергии, заявил в феврале 2014 года, что "мы не видим причин для остановки работ по этому реактору"³. В апреле 2014 года группа из Принстонского университета, в том числе и авторы этой статьи, предложили модификации реактора Арак, которые могли бы существенно сократить производство плутония на реакторе Арак без ущерба для его способности производства радиоизотопов для медицинского или какого-либо иного мирного применения⁴. Это предложение частично основано на предыдущем анализе группы из Норвегии⁵. Наша дополняющая статья представляет технические детали предложенных вариантов конверсии, а так же их воздействие на производство плутония, производство радиоизотопов, вопросы безопасности реактора, и требования к ресурсам.

Предлагаемые модификации реактора основаны на двух ключевых элементах: во-первых, на замене топлива на двуокиси природного урана (UO_2) на топливо дисперсного типа с закисью-окисью (U_3O_8) урана, обогащенного до 3,5 процента или до 20 процентов, и, во-вторых, на снижении уровня мощности от 40 МВт до 2 МВт или даже 10 МВт. Поэтому предлагаемые модификации относятся только к составу топлива, и обладают преимуществом минимизации общей сложности и стоимости конверсии, так же как и уменьшения временного периода, требующегося для реализации этих модификаций. Процесс изменения обогащения топлива без изменения геометрии топливных стержней или топливных сборок хорошо понят и документирован⁶. Следует отметить, однако, что, в отличие от предыдущих вариантов конверсии от высокообогащенного урана до низкообогащенного урана (НОУ), предлагаемые в данной статье модификации обращают процесс, и могут потребоваться дальнейшие исследования, в частности, по тепловому режиму и гидравлике реактора.

В 2014 году в рамках переговоров с группой P5+1 Иран упомянул, что он рассматривает модификации реактора Арак, согласующиеся с теми, которые намечены в данной статье⁷. Тем не менее, настоящий анализ и предлагаемые варианты модификации выходят за рамки случая реактора Арак. Сегодня остается некоторое количество действующих реакторов, которые аналогичны иранскому тяжеловодному реактору; на деле многие из них используются для производства плутония для оружейной программы. К ним относятся: реактор Димона в Израиле (40 – 150 МВт), реактор Дхрува в Индии (100 МВт), и четыре реактора для производства плутония в Хушабе (40 – 150 МВт каждый) в Пакистане^{8,9}. Например, возможно, что в качестве страны, присоединяющейся к Договору о прекращении производства расщепляющихся материалов, некоторые из этих установок могут быть модифицированы с использованием некоторых таких исследованных и предложенных здесь стратегий, вместо того, чтобы закрывать их. Если будет принято политическое решение о продолжении эксплуатации реактора, то должна быть сильная заинтересованность в максимальном использовании для гражданских применений, поскольку главная задача производства плутония исчезнет. Так же, как и в случае Ирана, модификации топлива и активной зоны уменьшат опасения распространения, связанные с продолжением эксплуатации тяжеловодного реактора.

ФИЗИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ

Анализ, представленный в данной статье, основан на мультizonных нейтронно-физических расчетах всей активной зоны для оценки производства плутония и радиоизотопов, исследования некоторых основных характеристик, относящихся к безопасности реактора, и оценки ресурсов, требующихся для проектной активной зоны реактора ИР-40 и для предлагаемых альтернативных конфигураций активной зоны. В методе расчета использовалась компьютерная программная система MCODE¹⁰, соединяющая программу расчета переноса нейтронов по методу Монте-Карло MCNP5¹¹ с программой расчета локального обеднения ORIGEN2¹², и позволяющая проводить расчеты выгорания реактора с регулярно обновляемыми распределениями нейтронного потока и усредненными по спектру (эффективными) поперечными сечениями взаимодействия нейтронов с ядрами актинидов и продуктов деления.

На рисунке 1 показана конфигурация активной зоны реактора ИР-40 (активная зона А) и две альтернативные конструкции (активные зоны В и С). Светлые шестиугольники отмечают каналы, в которых находится топливо. В темных шестиугольниках между активной зоной и корпусом реактора находится тяжелая вода, используемая как отражатель нейтронов. Темные шестиугольники внутри активной зоны отмечают каналы, доступные для размещения облучаемых мишеней или для проведения исследований. Проектные параметры для различных изученных в настоящей статье конфигураций приведены в таблице 1. Поскольку Иран не публиковал полные проектные спецификации реактора Арак, проектные параметры активной зоны и топлива,

принятые для реактора ИР-40 в данном исследовании в основном базируются на норвежской работе, которая была основана на информации, полученной из неофициальных иранских публикаций¹³.

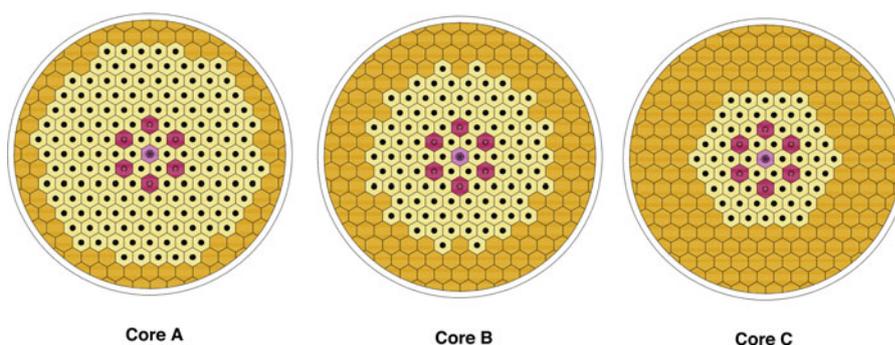


Рисунок 1. Конструкция активной зоны реактора ИР-40 (активная зона А – слева) и предлагаемых альтернативных активных зон (активные зоны В – в центре и С – справа). Геометрические размеры активных зон А, В, и С приведены в таблице 1. Внешний диаметр показанного корпуса реактора равен 2,8 метра.

Таблица 1. Конструктивные и эксплуатационные параметры иранского реактора ИР-40 и модифицированных проектов.

	Единицы	А	В (3,5%U)	В (20%U)	С (3,5%U)	С (20%U)
Конструктивные параметры						
Номинальная мощность	МВт	40	20	20	10	10
Замедлитель		D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O
Охладитель		D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O
Отражатель		Графит	Графит	Графит	Графит	Графит
Толщина отражателя	см	70	70	70	70	70
Топливные сборки		150	96	96	54	54
Топливные стержни в сборке		18	18	18	18	18
Геометрия решетки		Шестигр.	Шестигр.	Шестигр.	Шестигр.	Шестигр.
Шаг решетки	см	26,5	26,5	26,5	26,5	26,5
Внутренний радиус трубки	см	4,00	4,00	4,00	4,00	4,00
Внешний радиус трубки	см	4,40	4,40	4,40	4,40	4,40
Параметры топлива						
Топливо		UO ₂	U ₃ O ₈			
Обогащение		Природный	3,5%	20%	3,5%	20%
Плотность топлива	г/см ³	9	1,85	0,32	1,85	0,32
Общая масса топлива	т	8,550	0,880	0,154	0,447	0,078
Радиус топлива	см	0,5740	0,5740	0,5740	0,5740	0,5740
Радиус топливного стержня	см	0,6815	0,6815	0,6815	0,6815	0,6815
Активная длина топлива	см	340	266	266	240	240
Радиус активной зоны	см	172,25	145,75	145,75	119,25	119,25

Подгонка эффективной плотности урана в активных зонах В и С и баланс обогащения урана и общего объема активной зоны производилась так, чтобы общий запас урана-235 во всех трех активных зонах (А, В, и С) был одним и тем же. Однако, запас урана-238 в активных зонах В и С, в которых использовалось обогащенное топливо, был существенно меньшим. Размеры активных зон с меньшей мощностью также уменьшались таким образом, чтобы средняя плотность мощности исходной активной зоны сохранялась. Как и ожидалось, уровни нейтронного потока в активных зонах с меньшей мощностью был поэтому сравним с потоком в конструкции с природным ураном, работающем при мощности в 40 МВт, как это показано на рисунке 2.

Материалы активной зоны, конструкция активной зоны, и геометрия активной зоны не изменялись, за исключением уменьшения количества топливных сборок и изменения состава топлива.

ПРОИЗВОДСТВО ПЛУТОНИЯ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ

Риски распространения, связанные с реактором Арак, в основном определяются чистой скоростью производства плутония, и, в меньшей степени, изотопным составом плутония при выгрузке. Оба параметра зависят

от запасов топлива, степени обогащения, мощности реактора, средней степени выгорания топлива при выгрузке. Эти вопросы будут рассматриваться ниже.

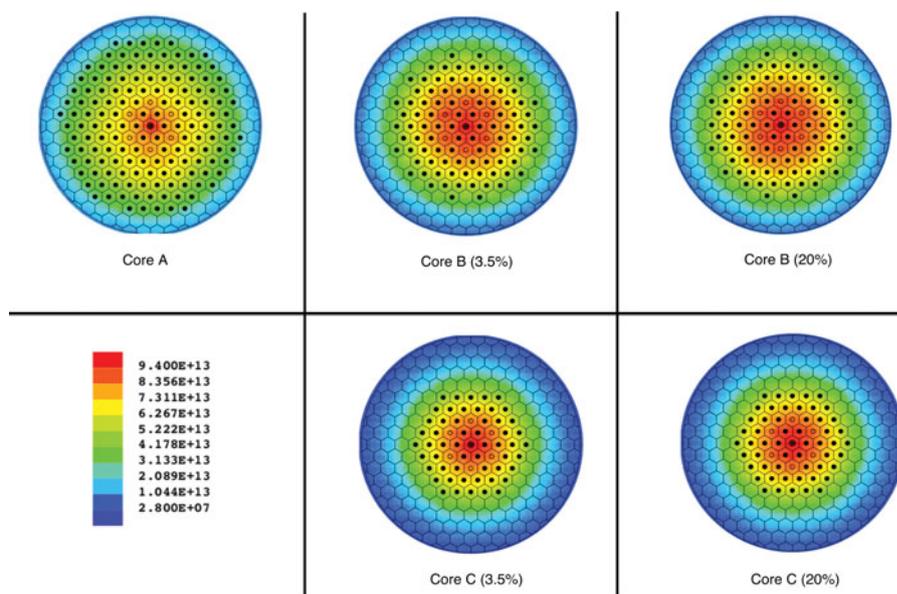


Рисунок 2. Распределение нейтронного потока в реакторе ИР-40 и модифицированных вариантах. Приводятся значения потока в нейтронах/см²с.

Производство плутония

Накопление плутония в реакторе ИР-40 (активная зона А) и в предлагаемых альтернативах (активные зоны В и С), начиная со свежей активной зоны, показано на рисунке 3. Количество плутония, произведенного в активных зонах В и С с топливом, обогащенным до 3,5%, по сравнению с активной зоной А уменьшается примерно на порядок величины. Увеличение обогащения топлива до 20 процентов понижает производство плутония по сравнению с активной зоной А примерно на два порядка величины. Эти значительные сокращения происходят из-за уменьшенной концентрации урана-238 в обогащенном топливе и понижения рабочей мощности.

В предположении 300 дней в году с эффективной полной мощностью все модифицированные активные зоны с обогащенным топливом будут производить менее 1 кг плутония в год. В случае топлива, обогащенного на 20 процентов, производство плутония может уменьшиться до 0,1 кг в год. Для сравнения, производство плутония в активной зоне А будет приблизительно равно 7 кг в год¹⁴. С другой стороны, наличие запасов урана, обогащенного до 20 процентов, само по себе может вызвать опасения распространения, поскольку они потребуют значительно меньше дополнительной работы разделения для достижения уровня урана оружейного качества.

Если тепловая мощность реактора Арак при конверсии с природного урана на обогащенный до 3,5 или 20 процентов уран остается равной 40 МВт, то скорость производства плутония будет примерно вдвое выше, чем в активной зоне В. При мощности 40 МВт и обогащения топлива до 3,5 процентов реактор Арак будет производить около 2,30 кг плутония в год, по сравнению с 0,4 кг в год при обогащении топлива до 20 процентов.

Для приведенных ниже дальнейших оценок предполагается, что активная зона работает с тремя партиями топлива, то есть при каждой перезаправке выгружается одна треть топлива. Время нахождения топлива в активной зоне А оценивается примерно в 3,5 года (1050 суток с эффективной полной мощностью)¹⁵, в то время как в активных зонах В и С топливо будет находиться в активной зоне до выгрузки примерно 3 года (900 суток с эффективной полной мощностью). Сборки отработавшего топлива будут затем перемещены для охлаждения в бассейн отработавшего топлива на площадке. Полные запасы плутония на площадке складываются из плутония в активной зоне и плутония, хранящегося в бассейне для отработавшего топлива.

По сравнению с оцениваемой продолжительностью цикла реактора ИР-40 в 350 суток продолжительность цикла всех активных зон с низко обогащенным ураном примерно на 50 суток короче. Причина состоит в том, что большее количество плутония, создаваемого в активной зоне с природным ураном, увеличивает ее реак-

тивность и, следовательно, увеличивает продолжительность цикла. Однако, разница в 50 суток, как обсуждается ниже, не сильно влияет на общую потребность в ресурсах для реактора Арак. Более того, в активных зонах В и С процент плутония-239 в выгружаемом топливе уменьшается из-за более высоких уровней выгорания топлива в них увеличивает содержание плутония-238, что делает образующийся плутоний еще менее пригодным для изготовления ядерного оружия.

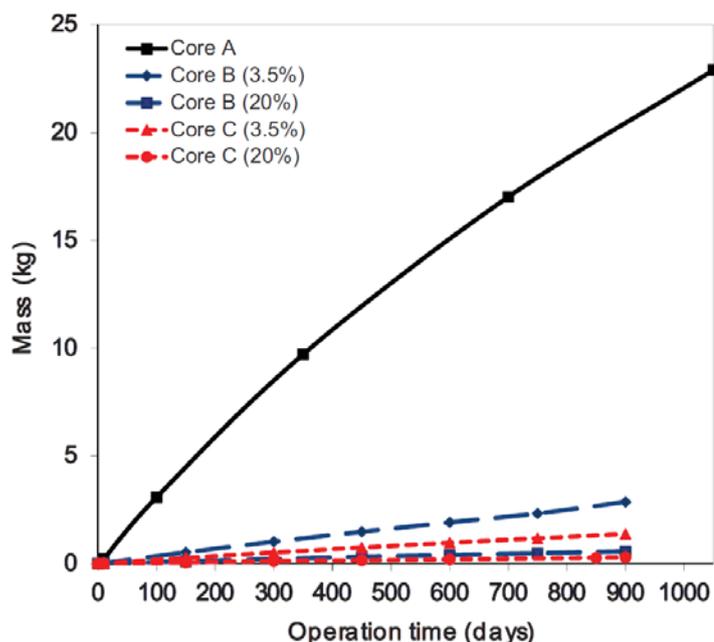


Рисунок 3. Производство плутония (в кг) в реакторе ИР-40 и модифицированных конструкциях в зависимости от длительности работы (в сутках). Длительность работы на этом рисунке означает длительность нахождения топлива в активной зоне (или длительность трех топливных циклов).

В таблице 2 приведены длительности цикла, скорости производства плутония, и средний изотопный состав плутония при выгрузке из первоначальной активной зоны и предлагаемых альтернативных активных зон.

Таблица 2. Производство плутония и длительность цикла для реактора ИР-40 и модифицированных проектов.

Параметр	Единицы	A	B (3,5%U)	B (20%U)	C (3,5%U)	C (20%U)
Длительность цикла	сутки	350	300	300	300	300
Производство плутония	г/сутки	23,67	3,18	0,67	1,53	0,32
Содержание Pu-239	%	76	70	67	72	70

Потенциал выхода из-под контроля

Для оценки сценариев выхода из-под контроля следует принимать в расчет общие запасы плутония на площадке. В случае реактора ИР-40 после третьей выгрузки отработавшего топлива в активной зоне будет находиться одна треть свежей активной зоны, одна треть однократно облученной активной зоны и одна треть дважды облученной активной зоны. Общие запасы плутония в активной зоне после третьей выгрузки будут составлять примерно 20 кг. В этот момент в бассейне будут находиться еще 27 кг невыделенного плутония. Следовательно, запасы плутония на площадке, включающие плутоний в реакторе, можно оценить, как примерно 50 кг после приблизительно шести лет эксплуатации.

Большая часть этого плутония не будет иметь оружейного качества, но будет пригодной к изготовлению оружия¹⁶. Применяя оценку МАГАТЭ в 8 килограммов плутония на ядерный боеприпас первого поколения, запас в 50 кг будет эквивалентен примерно шести ядерным боеприпасам. Следует отметить, что в сценарии выхода плутония из-под контроля следует также учитывать время, необходимое для переработки отработавшего топлива и выделения плутония. В настоящий момент у Ирана нет перерабатывающего предприятия и он

неоднократно заявлял, что у него нет намерения строить ее. Если Иран решит заменить НОУ на топливо с природным ураном, то, принимая во внимание изготовление топлива и переработку, ему потребуется по крайней мере один год для того, чтобы изготовить единственное ядерное оружие, используя плутоний из реактора Арак. Это значительно дольше того, чем потребуется в сценарии с использованием высокообогащенного урана, изготовленного на одном из его обогатительных заводов, даже если их общие производственные мощности будут ограничены.

БЕЗОПАСНОСТЬ РЕАКТОРА

Для подробного анализа безопасности реактора необходимо провести всесторонние нейтронно-физические и термогидравлические расчеты, чтобы определить различные стационарные и переходные характеристики, относящиеся к безопасности реактора. В случае реактора Арак ИР-40 подробная проектная информация и эксплуатационные характеристики опубликованы не были. Параметры, используемые в различных расчетах для этой статьи либо были получены из доступной литературы, либо были основаны на оценках и предположениях авторов. Исследованные в данной статье параметры безопасности поэтому ограничиваются самыми основными величинами, коэффициентами реактивности, и запасами реактивности управляющих стержней. Для проведения анализа безопасности всей активной зоны потребуется полное описание конструкции реактора ИР-40 и его термо-гидравлический анализ, что выходит за рамки данной статьи.

Коэффициенты реактивности

Измерение влияния изменения мощности реактора на реактивность активной зоны является важнейшим элементом любого анализа безопасности реактора. В реакторах с водным замедлителем такие эффекты в основном связаны с температурными изменениями поглощения нейтронов в топливе и замедления нейтронов в воде. Для определения обоих эффектов использовалась программа MCNP5, с помощью которой проводились вычисления критичности при двух различных температурах T_1 и T_2 . Коэффициент реактивности топлива (температурный) рассчитывался при изменении температуры топливной ячейки с использованием библиотек нейтронных поперечных сечений в диапазоне температур от T_1 до T_2 . Коэффициент реактивности замедлителя (плотностный) оценивался по изменению плотности замедлителя в диапазоне температур от T_1 до T_2 . Соответствующее изменение реактивности ρ в обоих измерениях можно записать как:

$$\delta\rho = \frac{k_2 - k_1}{k_1 k_2} \quad (1)$$

где k_1 и k_2 – эффективные коэффициенты размножения нейтронов при T_1 и T_2 , соответственно.

Статистическая ошибка уравнения (1) равна:

$$\sigma_{\delta\rho} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_{k1}^2}{k_1^4} + \frac{\sigma_{k2}^2}{k_2^4} \right)} \quad (2)$$

где σ_{k1} и σ_{k2} – статистические ошибки k_1 и k_2 .

Коэффициенты реактивности топлива и замедлителя для первоначального реактора Арак и предлагаемых альтернативных активных зон приведены в таблице 3. Согласно проектным параметрам, приведенным в таблице 1, температурный и плотностный коэффициенты реактивности для активных зон А, В, и С отрицательны. В зависимости от типа аварии, эти отрицательные коэффициенты будут стабилизировать мощность реактора: плотностный коэффициент реактивности наиболее важен для аварии с потерей охладителя, в которой плотность воды уменьшается, в то время как температурный коэффициент реактивности будет наиболее важен для аварии с потерей потока, в которой температура топлива увеличивается. Как показано в таблице 3, использование низко обогащенного топлива в активных зонах В и С делает плотностный коэффициент реактивности менее отрицательным. Это в основном связано с меньшими отношениями топлива к замедлителю в активных зонах В и С по сравнению с активной зоной А, что, в свою очередь, является следствием меньшей плотности топлива в модифицированных активных зонах. Аналогично, уменьшенная плотность топлива в активных зонах В и С делает температурный коэффициент реактивности менее отрицательным по сравнению с активной зоной А. Это происходит из-за меньшей концентрации урана-238, вносящего основной

вклад в доплеровское поглощение в топливе. Те же самые эффекты проявляются в сравнении активных зон В и С с обогащением 3,5 процента с активными зонами с обогащением 20 процентов.

Таблица 3. Параметры безопасности для реактора ИР-40 (активная зона А) и модифицированных проектов (активные зоны В и С).

	Единицы	А	В (3,5%U)	В (20%U)	С (3,5%U)	С (20%U)
Коэффициенты реактивности						
Плотностный коэффициент	pcm/°C	-6,43±0,21	-4,10±0,18	-2,35±0,17	-4,83±0,23	-3,39±0,22
Температурный коэффициент	pcm/°C	-2,23±0,02	-1,03±0,02	-0,55±0,02	-1,21±0,02	-0,81±0,02
Запас реактивности управляющих стержней						
Запас одиночного стержня	pcm	-1157±64	-1200±57	-1321±57	-1843±68	-2292±63
Количество стержней		27	21	21	15	15
Общий запас реактивности	pcm	-20,8·10 ⁴	-16,4·10 ⁴	-18,1·10 ⁴	-19,7·10 ⁴	-24,5·10 ⁴
$\beta_{эфф}$	pcm	668±0,4	670±0,4	696±0,5	651±0,5	656±0,6

Запас реактивности управляющих стержней

Во второй части таблицы 3 приводится интегральный запас реактивности одиночного управляющего стержня вместе с полным запасом всех имеющихся в активной зоне стержней. Управляющие стержни поглощают нейтроны и используются для того, чтобы поддерживать критичность реактора или полностью выключать его. Изменение реактивности активной зоны при выведении или введении стержня зависит от того, насколько введен стержень, а также от топлива и конструкции активной зоны. Изменение реактивности из-за введения управляющего стержня называется запасом реактивности управляющего стержня. Реактивность измеряется в единицах pcm (пмр, или процентах от милли-ро): 1 pcm равен 0,00001 ($\delta k/k$), где δk – изменение коэффициента размножения k .

Запас реактивности одиночного управляющего стержня, вставляемого между двумя каналами во внутреннем круге определяется с помощью варианта критичности MCNP5. Проектные параметры моделируемых управляющих стержней приведены в таблице 4¹⁷. Влияние пространственных вариаций из-за различных положений управляющих стержней в активных зонах А, В, и С на запас реактивности стержней можно учесть по следующей формуле¹⁸:

$$\delta\rho_i = J_0^2 \left(\frac{2.405r_i}{R} \right) \delta\rho_0 \quad (3)$$

где $\delta\rho_i$ – запас реактивности i -го управляющего стержня, $\delta\rho_0$ – запас реактивности управляющего стержня, установленного в центре активной зоны, J_0 – функция Бесселя первого рода нулевого порядка, и R – радиус активной зоны.

Таблица 4. Проектные параметры управляющих стержней.

Параметр	Единица	Значение/вариант
Нейтронный поглотитель		Карбид бора (В ₄ С)
Изотопный состав бора		Природный бор
Плотность карбида бора	г/см ³	2,5
Материал оболочки		Алюминий
Внутренний диаметр отверстия	см	2,5
Толщина внутренней оболочки	см	0,375
Толщина карбида бора	см	0,375
Толщина внешней оболочки	см	0,25

Как видно из таблицы 3, запас реактивности одиночного стержня в активных зонах В и С больше, чем соответствующий запас в активной зоне С из-за меньшего активного радиуса модифицированных активных зон. Следует отметить, однако, что общий запас реактивности одиночного управляющего стержня в активных зонах А, В, и С выше, чем эффективная доля запаздывающих нейтронов ($\beta_{эфф}$) в этих активных зонах. Следовательно, в случае аварии с выбросом управляющего стержня (REA) добавленная положительная реактивность

во всех трех зонах будет больше β_{eff} , что приведет к критичности на мгновенных нейтронах и резкому увеличению мощности реактора. Как только положительная добавка реактивности будет приближаться к β_{eff} , система реактора будет все меньше зависеть от запаздывающих нейтронов и период реактора будет непрерывно уменьшаться до меньших и меньших значений¹⁹. Однако, эта проблема может быть разрешена изменением конструкции управляющего стержня таким образом, чтобы полный интегральный запас реактивности стал меньше β_{eff} . Уменьшение опасного влияния управляющих стержней может быть достигнуто либо уменьшением плотности бора, или сокращением длины стержней.

ПРОИЗВОДСТВО РАДИОИЗОТОПОВ

Реактор ИР-40 в Араке будет не только исследовательской установкой, но и источником медицинских радиоизотопов, в частности, молибдена-99. Поддержание физического состояния, требующегося для проведения исследовательской деятельности, так же как и обеспечение возможности обеспечения желаемых уровней производства молибдена-99 в модифицированных конфигурациях реактора Арак в настоящем исследовании рассматривалось как техническое ограничение.

Модель производства молибдена-99

Молибден-99 в основном производится нейтронным облучением урановых мишеней в ядерном реакторе²⁰. Молибден-99 является радиоактивным продуктом деления урана-235; его период полураспада равен 66 часам. Бета-распад молибдена-99 приводит к образованию метастабильного технеция-99 (^{99m}Tc), который затем распадается в технеций-99 с периодом полураспада около 6 часов. Исследовательские реакторы обычно хорошо приспособлены для производства молибдена-99, поскольку они позволяют облучать несколько мишеней в сильном потоке нейтронов.

Как показано на рисунке 4, молибден-99 производится в ядерном реакторе либо непосредственно в реакциях деления, либо в радиационном захвате нейтронов в молибдене-98, который также является продуктом деления. Хотя молибден-99 образуется во всех топливных элементах активной зоны, обрабатывается только та его часть, которая находится в специальных мишенях из-за того, что переработка должна быть быстрой. Параметры предполагаемой в настоящем анализе мишени для производства молибдена-99 перечислены в таблице 5²¹. Обычно конструкция мишени для производства молибдена-99 отличается от конструкции типичного топливного элемента. В данном случае мы предполагаем, что мишени наполнены ураном, обогащенным до 20 процентов, который располагается в очень тонкой кольцевой форме для сведения к минимуму влияния самопоглощения и уменьшения объемного нагрева.

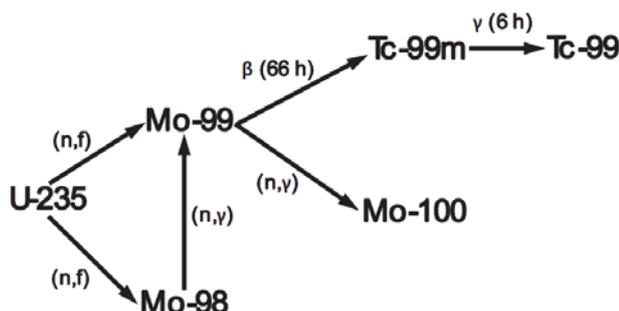


Рисунок 4. Производство молибдена-99 в ядерном реакторе.

На основании схемы на рисунке 4, концентрации молибдена-99 (N^{99}) и молибдена-98 (N^{98}) можно будет записать в виде:

$$\frac{dN^{99}}{dt} = \alpha N^{235} \sigma_f^{235} \Phi + \sigma_c^{98} N^{98} \Phi - \lambda^{99} N^{99} - \sigma_c^{99} N^{99} \Phi \quad (4)$$

$$\frac{dN^{98}}{dt} = \alpha' N^{235} \sigma_f^{235} \Phi - \sigma_c^{98} N^{98} \Phi \quad (5)$$

где N^i – концентрация ядер изотопа i , Φ – полный поток нейтронов, α – выход молибдена-99 при делении, α' – выход молибдена-98 при делении, σ^{235} – усредненное по спектру поперечное сечение деления урана-235, σ^{99} – усредненное по спектру поперечное сечение нейтронного захвата молибдена-99, σ^{98} – усредненное по спектру поперечное сечение нейтронного захвата молибдена-98, и λ^{99} – постоянная распада молибдена-99. Подстановка эффективных поперечных сечений нейтронного захвата подтверждает, что обе реакции захвата несущественны по сравнению с другими процессами и поэтому их можно опустить. После этого уравнения (4) и (5) можно свести к уравнению:

$$\frac{dN^{99}}{dt} = \alpha N^{235} \sigma_f^{235} \Phi - \lambda^{99} N^{99} \quad (6)$$

Поскольку длительность облучения в активной зоне составляет примерно одну неделю, можно безопасно предположить, что нейтронный поток и усредненное по энергии поперечное сечение деления будут оставаться постоянными. Поэтому концентрация урана-235 (N^{235}) может быть выражена как:

$$N^{235}(t) = N_0^{235} e^{-\sigma_a^{235} \Phi t} \quad (7)$$

Подставляя уравнение (7) в уравнение (6) и решая неоднородное дифференциальное уравнение, зависящая от времени активность молибдена-99 (A^{99}) может быть записана как:

$$A^{99}(t) = \lambda^{99} \left[\frac{\alpha N_0^{235} \sigma_f^{235} \Phi}{\lambda^{99} - \sigma_a^{235} \Phi} \right] \left(e^{-\sigma_a^{235} \Phi t} - e^{-\lambda^{99} t} \right) \quad (8)$$

Значения различных параметров, используемых для расчета активности молибдена-99 в уравнении (8) перечислены в таблице 6. Значения поперечных сечений были рассчитаны с помощью программы MCNP5 на базе проектных параметров мишени из таблицы 5.

Таблица 5. Проектные параметры мишени для получения молибдена-99.

Параметр	Значение/вариант
Геометрия мишени	Кольцевая
Внутренний радиус мишени	1,105 см
Внешний радиус мишени	1,210 см
Активная длина мишени	100 см
Топливо мишени	UO ₂
Обогащение топлива мишени	20%
Плотность топлива мишени	9 г/см ³
Толщина топлива мишени	150 мкм

Таблица 6. Параметры модели производства молибдена-99.

	Единицы	A	B (3,5%U)	B (20%U)	C (3,5%U)	C (20%U)
Φ	1/см ² с					
σ_f^{235}	барн	250	280	285	377	278
σ_a^{235}	барн	294	330	334	325	327
N^{235}		$2,98 \cdot 10^{23}$				
λ^{99}	с ⁻¹	$2,92 \cdot 10^{-6}$				
α		0,0611	0,0611	0,0611	0,0611	0,0611

Производство молибдена-99

Поскольку поток нейтронов в центре активной зоны, где располагается мишень для получения молибдена-99, одинаков для всех рассматриваемых активных зон, удельные выходы во всех трех случаях также приблизительно одинаковы (смотрите рисунок 5). Конечному пользователю будет доступно меньшее количество молибдена-99, чем то, которое было произведено в мишени. Конечный пользователь получает молибден-99

через 2 – 7 суток после окончания облучения мишени. Через неделю после выгрузки количество молибдена-99, доступное конечному пользователю, будет составлять 10 – 15 процентов от количества, первоначально доступного в мишени, из-за радиоактивного распада и потерь при переработке. Рыночная единица производства молибдена-99 называется 6-дневным кюри²². Конечные выходы молибдена-99 (в 6-дневных кюри), получаемые в реакторе ИР-40 и в предлагаемых вариантах приведены в таблице 7. Небольшие различия в уровнях производства молибдена-99 в различных активных зонах в основном связаны с различиями в усредненных по спектру поперечных сечениях урана-235, которое больше в активных зонах В и С. Значения в таблице 7 явно показывают, что предлагаемые модификации не наносят ущерба способности реактора Арак производить медицинские изотопы. В настоящее время Ирак импортирует из России 100 6-дневных кюри молибдена-99 в неделю, чтобы дополнить производство на исследовательском реакторе в Тегеране. Производство молибдена-99 на реакторе Арак позволит Ирану достичь самодостаточности и, возможно, предложить часть своей продукции на экспорт.

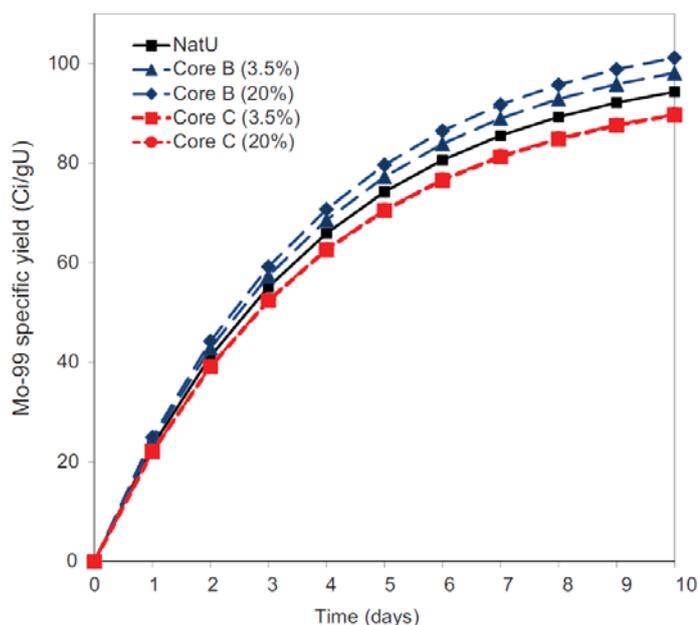


Рисунок 4. Удельный выход молибдена-99 в реакторе ИР-40 (активная зона А) и в модифицированных конструкциях (активные зоны В и С).

Таблица 7. Производство молибдена-99 в реакторе ИР-40 и в модифицированных конструкциях.

Параметр	Единицы	А	В (3,5%U)	В (20%U)	С (3,5%U)	С (20%U)
U-235	грамм	116,33	116,33	116,33	116,33	116,33
Выход Мо-99	Ки/граммU	81	87	86	86	87
Выход Мо-99	6-дневн. Ки	1179	1270	1250	1254	1220

В дополнение к производству медицинских радиоизотопов, реактор Арак может использоваться также для испытаний материалов и другой исследовательской деятельности. Как показано на рисунке 1, в активных зонах А, В, и С имеется шесть каналов без топлива, доступных для исследовательских целей. Из распределений нейтронного потока в исследованных случаях (показанных на рисунке 2) ясно следует, что предлагаемые альтернативные конструкции предлагают аналогичные, если не улучшенные, доступные для исследований нейтронные потоки. Кроме шести доступных каналов в активной зоне, в предлагаемых конструкциях имеются также дополнительные каналы вокруг активной зоны, которые могут быть использованы для исследований, которые не требуют максимальных нейтронных потоков.

ТРЕБОВАНИЯ К РЕСУРСАМ

Нейтронно-физические расчеты, использованные для оценки производства плутония, могут быть использованы также для оценки влияния предлагаемых модификаций на требования к ресурсам урана и к обогащению. Хотя реактор Арак является исследовательской установкой и поэтому требует гораздо меньше топлива,

чем коммерческая атомная электростанция, сравнительный анализ ресурсов помогает оценить часть экономических расходов на предлагаемые модификации. Усредненные требования к ресурсам и топливному циклу исследованных в данной статье концепций приведены в таблице 8. Сравнение основывается на двух элементах: общему требованию к природному урану и общему количеству единиц работы разделения (ЕРР), необходимых для поставок топлива на активные зоны А, В, и С. Как можно видеть из таблицы 8, в предположении длительности срока эксплуатации в 40 лет, варианты активной зоны с мощностью 20 МВт требуют столько же природного урана, что и первоначальный реактор ИР-40, в то время как на варианты активной зоны с мощностью 10 МВт потребуется около половины этого количества. Что касается требуемой общей работы разделения, предлагаемые модификации, как и ожидалось, потребуют умеренных количеств, в особенности по сравнению с энергетическими реакторами коммерческого масштаба.

Таблица 8. Требования к ресурсам в реакторе ИР-40 и в модифицированных конструкциях.

	Единицы	А	В (3,5%U)	В (20%U)	С (3,5%U)	С (20%U)
Первоначальная активная зона						
Обогащенный уран	тонны	0	0,880	0,154	0,447	0,078
Природный уран	тонны	8,55	6,85	7,28	3,48	3,49
Обогащение урана	%	0	3,5	19,75	3,5	19,75
Работа разделения	ЕРР	0	3819	5818	1949	1947
Услуги и материалы, поставляемые извне						
Обогащенный уран	тонны/год	0	0,293	0,051	0,149	0,026
Природный уран	тонны/год	2,44	2,28	2,43	1,16	1,23
Обогащение урана	%	0	3,5	19,75	3,5	19,75
Работа разделения	ЕРР/год	0	1273	1939	650	982
Требования на протяжении срока службы: первоначальная активная зона и 40 лет эксплуатации						
Природный уран	тонны	106,15	95,77	102,5	48,72	51,66
Работа разделения	ЕРР	0	53466	81439	27299	41425

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Данная статья предлагает модификации реактора Арак, которые базируются на двух ключевых элементах: замене топлива с природным ураном на топливо с низко обогащенным ураном, и понижению уровня мощности реактора с 40 МВт до 20 МВт, или даже до 10 МВт. Предлагаемые переработки конструкции очень сильно сократят производство плутония в реакторе Арак с 7 – 9 кг/год до менее 1 кг/год. Например, в варианте мощностью 10 МВт с топливом, обогащенным до 3,5 процентов, будет ежегодно производиться всего лишь около 360 граммов плутония. В то же время переработки конструкции не нанесут ущерба полезности реактора для производства радиоизотопов и проведения исследований. Предварительный анализ безопасности предлагаемых альтернативных конструкций показывает, что в принципе эти конструкции имеют отрицательные коэффициенты отношения мощности к реактивности, что важно для обеспечения безопасности. Для поддержки представленного базового анализа безопасности потребуется полная и детальная проектная информация о реакторе ИР-40 и термо-гидравлический анализ. Основываясь на исследовании различных аспектов, можно сделать вывод, что предложенный в данной статье сценарий конверсии должен будет удовлетворить требования Ирана и реагировать опасения международной общественности, выраженные группой P5+1. Анализ и обсуждение в данной статье могут также служить некоторым руководством для аналогичных (будущих) ситуаций, где может рассматриваться конверсия реактора на тяжелой воде с природного урана на низко обогащенный уран с целью реакции на опасения распространения, связанные с эксплуатацией таких установок.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. В группу P5+1 входят пять постоянных членов Совета Безопасности Организации Объединенных Наций (Китай, Франция, Россия, Великобритания, Великобритания, Соединенные Штаты Америки) и Германия.
2. Отметим также, что оригинальный канадский реактор NRX, служивший в качестве прототипа для реактора CIRUS, проектировался как реактор для производства плутония. С обсуждением стратегий производства плутония во всех государствах, обладающих ядерным оружием, можно познакомиться в International Panel on Fissile Materials, "Global Fissile Material Report 2010: Balancing the Books," Princeton, NJ, December 2010.

3. "Arak Heavy Water Reactor Is for Peaceful Research: Dr. Salehi (Part 2)," Press TV, 5 February 2014, www.presstv.ir/detail/2014/02/05/349340/false-allegations-wont-stop-arak-reactor.
4. A. Ahmad, F. von Hippel, A. Glaser, and Z. Mian, "A Win-Win Solution for Iran's Arak Reactor," *Arms Control Today*, (April 2014): 8–13.
5. T. M. Willig, C. Futsaether, and H. Kippe, "Converting the Iranian Heavy Water Reactor IR-40 to a More Proliferation-Resistant Reactor," *Science & Global Security* 20 (2012): 97–116.
6. В период с 2001 до 2010 года, 20 исследовательских реакторов были конвертированы с применения топлива с ураном оружейного качества на топливо, обогащенное до 19,75 процента. Обновления можно найти на сайте www.rertr.anl.gov.
7. Salehi: Arak Reactor Being Modified, Kayhan (Iran), 27 August 2014, kayhan.ir/en/news/4385/salehi-arak-reactor-being-modified.
8. International Panel on Fissile Materials, "Global Fissile Material Report 2010: Balancing the Books," Princeton, NJ, December 2010.
9. International Panel on Fissile Materials, "Global Fissile Material Report 2013," Princeton, NJ, 2013.
10. Xu et al., "An Improved MCNP-ORIGEN Depletion Program (MCOE) and its Verification for High Burnup Applications," Paper presented at PHYSOR, 7–10 October 2002, Seoul, Korea.
11. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP A General N-Particle Transport Code, Version 5." Volume I: Overview and Theory, LA-UR-03-1987 (April 2003).
12. S. B. Ludwig, and J. P. Renier, Oak Ridge National Laboratory, "Standard- and Extended-Burnup PWR and BWR Reactor Models for the ORIGEN2 Computer Code," TM-11018, 1989.
13. "Converting the Iranian Heavy Water Reactor" (ссылка 5). Эта группа также рассматривала возможность конверсии реактора Арак на низко обогащенный уран, но она рассматривала только топливо на базе двуокиси урана.
14. Все эти скорости производства будут примерно на 20 процентов выше, если предположить, что число эффективных рабочих дней на полной мощности в году равно 365.
15. С учетом предположения о том, что реактор будет эксплуатироваться 300 дней в году.
16. Плутоний оружейного качества определяется как содержащий менее 7 процентов плутония-240. Смотрите U.S. Department of Energy, "Plutonium: The First 50 Years," DOE/DP-0137, February 1996, 17. Применимость плутония не оружейного качества для изготовления ядерного оружия обсуждается в статье J. Carson Mark, "Explosive Properties of Reactor-grade Plutonium," *Science & Global Security* 4 (1993): 111–128.
17. Полагают, что управляющие стержни в ИР-40 в Араке относятся к тому же типу, которые использовались в конструкции реакторов РБМК. Проектные параметры управляющих стержней были взяты из статьи R. T. Perry and G. H. Meriwether, "A WIMS-NESTLE Reactor Physics Model for an RBMK Reactor," Paper presented at the International Conference on the Physics Reactors PHYSOR96, 16–20 September 1996, Mito, Japan.
18. Elmer Lewis, *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*, (Elsevier, Academic Press: Burlington, MA, 2008) 190.
19. CANDU Reactor Physics, available at canteach.candu.org.
20. Молибден-99 может также производиться при нейтронной активации молибдена-99 или в фотоядерной реакции на ядрах молибдена-100. Из-за относительно малого поперечного сечения реакции (n, γ) нейтронная активация может быть применена только для производства в реакторе. Из-за наличия других изотопов в природном молибдене удельная активность молибдена-99, полученного в этих двух процессах, будет меньше, чем у молибдена-99, полученного в реакциях деления.
21. Спецификации мишени для производства молибдена-99 в основном взяты из статьи Dong-Keun Cho and Myung-Hyun Kim, "Nuclear Design Methodology of Fission Moly Target for Research Reactor," *Journal of the Korean Nuclear Society* 31 (1999): 365–374.
22. 6-дневные юри относятся к активности молибдена-99 через шесть дней после окончания процесса переработки, который сам по себе занимает примерно одни сутки после окончания облучения в реакторе.