

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ленобль Ж. Перенос радиации в рассеивающих и поглощающих атмосферах. – Л.: Гидрометеоздат, 1990. – 264 с.
2. Кизель В.А. Отражение света. – М.: Наука, 1973. – 352 с.
3. Зуев В.Е., Титов Г.А. Оптика атмосферы и климат. – Л.: Гидрометеоздат, 1996. – 256 с.
4. Горячев Б.В., Могильницкий С.Б. Некоторые особенности переноса излучения в пространственно ограниченных дисперсных средах // Известия Томского политехнического университета. – 2000. – Т. 303. – № 3. – С. 91–104.
5. Горячев Б.В., Могильницкий С.Б. Исследование влияния размеров и формы рассеивающего объема на радиационные характеристики переноса излучения // Известия Томского политехнического университета. – 2003. – Т. 306. – № 5. – С. 12–15.
6. Kim A.D. Correcting the diffusion approximation at the boundary // Journal of the Optical Society of America. A. – 2011. – V. 28. – № 6. – P. 1007–1015.
7. Дейрменджан Д. Рассеяние электромагнитного излучения сферическими полидисперсными частицами. – М.: Мир, 1971. – 168 с.

Поступила 29.12.2011 г.

УДК 621.039.51

ПУТИ МОДЕРНИЗАЦИИ КАНАЛЬНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М

И.В. Прозорова

Институт атомной энергии Национального ядерного центра, г. Курчатов, Казахстан
E-mail: Prozorova@nnc.kz

Рассмотрены варианты перевода реактора ИВГ.1М на топливо пониженного обогащения. Приведены результаты оценок основных нейтронно-физических параметров активной зоны модернизированного реактора ИВГ.1М. Сделан вывод о том, что в качестве нового вида топлива могут выступать уран-цирконевые твэлы с повышенной концентрацией урана в сердечнике и с обогащением по ^{235}U до 20 %.

Ключевые слова:

Реактор ИВГ.1М, активная зона, технологические каналы, твэлы, низкообогащенное топливо, нейтронно-физические расчеты.

Key words:

Reactor IVG.1M, core, process channels, fuel elements, low-enriched fuel, neutronic calculations.

Исследовательский водоохлаждаемый гетерогенный реактор ИВГ.1М является модернизацией реактора – прототипа ракетного двигателя ИВГ1. Физический пуск ИВГ1 состоялся в 1972 г., энергетический – в 1975 г. В 1975–1988 гг. в реакторе ИВГ.1 испытано 4 комплекта ТВС различных опытных активных зон реакторов для ядерных ракетных двигателей (ЯРД) и ядерно-энергодвигательной установки (ЯЭДУ). Возможность замены активной зоны реактора ИВГ.1 позволила использовать различные типы технологических каналов, отличающихся по назначению, размерам, нагрузке по ^{235}U , максимальной мощности, виду, значениям теплогидравлических параметров – температуры, давления и расхода газообразного теплоносителя. Поэтому предельные значения параметров каждой из испытанных модификаций активной зоны определялись не проектными характеристиками самого реактора, а проектными данными технологических каналов, входящих в состав активной зоны.

Испытания газоохлаждаемых ТВС проводились по разомкнутому циклу с выбросом теплоносителя в атмосферу. Как показала практика, вынос радиоактивных продуктов деления на пусках был близок по качественному составу к радиоактивным выбросам АЭС при их нормальной эксплуатации, а мощность экспозиционной дозы на границе санитарно-защитной зоны была близка к фоновым

значениям для данной местности. Тем не менее, в связи с ужесточением после Чернобыльской катастрофы требований по обеспечению экологической безопасности испытаний, в 1989 г. была начата модернизация реактора ИВГ.1 с целью создания на реакторе двух петлевых установок для испытаний:

- ТВС газоохлаждаемых реакторов, оснащенной системой закрытого выброса газообразного теплоносителя;
- модельных ТВС водоохлаждаемых реакторов в переходных и аварийных режимах для обоснования безопасности объектов ядерной техники.

На первом этапе модернизации активная зона реактора была укомплектована водоохлаждаемыми технологическими каналами (ВОТК) и соответствующим образом была модернизирована система подачи воды на охлаждение реактора и ВОТК. Физический пуск модернизированного реактора ИВГ.1М проведен 25 мая – 15 июня 1990 г., энергетический – 18 декабря 1990 г. Этим обеспечена сама возможность работы реактора в современных условиях (без загрязнения внешней среды радиоактивными продуктами). Органы управления реактора остались прежними. Основную функцию управления реактором выполняют регулирующие бараны, расположенные в отражателе реактора.

Однако, достаточно быстро выявились недостатки реактора как исследовательского. Главным из них является ограниченность кампании реактора, связанная с тем, что реактивность в начале кампании компенсировалась органами регулирования реактора, рассчитанного на малый интеграл энерговыделения в кампании. Если для испытательского ядерного ракетного двигателя достаточным является длительность работ в тысячи секунд, то для исследовательского реактора желательна длительность кампании в несколько месяцев.

Другой важной причиной необходимой модернизации является проблемы с топливом. С 1990 г. было произведено более 130 пусков на различных уровнях мощности и режимах эксплуатации, при этом был перегружен только один ВОТК, а количество выгоревшего ^{235}U составляет 73 г. Несмотря на кажущееся незначительным (по сравнению с энергетическими реакторами) количество выгоревшего топлива, существует вполне серьезная проблема, усложняющая нормальную эксплуатацию реактора – шлакование топлива.

Еще одним не менее значительным аргументом для модернизации является международная программа по снижению обогащения топлива исследовательских реакторов. Международным агентством по атомной энергии было принято решение отказаться от использования во всех типах реакторов ядерного топлива, которое может быть использовано для создания ядерного оружия. Было установлено минимальное обогащение топлива, при котором оно считается «безопасным» – менее 20 % по ^{235}U . Топливо реактора ИВГ.1М имеет обогащение 90 %. Следовательно, конверсия активной зоны ИР ИВГ.1М является необходимым процессом.

Описание реактора

Реактор ИВГ.1М [1] представляет собой исследовательский водо-водяной гетерогенный реактор на тепловых нейтронах с легководными замедлителем и теплоносителем и бериллиевым отражателем нейтронов. Проектная номинальная мощность реактора, включая мощность объекта испытаний в центральной ячейке – 72 МВт. В связи с тем, что в настоящее время модернизация системы охлаждения реактора не проведена в полном объеме, номинальная мощность реактора ограничивается мощностью 35 МВт. Мощность реактора, на которой проводятся исследовательские пуски реактора ИВГ.1М в настоящее время установлена в пределах до 9 МВт.

Активная зона (АЗ) реактора представляет собой набор из 30 ВОТК с тепловыделяющими сборками (ТВС). Тепловыделяющая сборка состоит из тонкостенной цилиндрической обоймы, торцевых проницаемых решеток и пакета тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) спирально-стержневых, двухлопастного профиля, уложенных по треугольной решетке и уплотненных с помощью цилиндрических заполнителей. Обогащение уран-циркониевого топлива 90 %. Масса ^{235}U составляет 4,9 кг.

В межканальном пространстве активной зоны установлены бериллиевые вытеснители.

Конструкцией реактора предусмотрены боковой и нижний торцевой отражатели из бериллия. В боковом кольцевом отражателе находятся регулирующие органы реактора – поворотные регулирующие барабаны (РБ), количеством 10 штук, расположенные равномерно по окружности вокруг активной зоны. Вес каждого РБ $1,10 \pm 0,05 \beta_{\text{эф}}$, суммарная эффективность системы РБ $\sim 11,3 \beta_{\text{эф}}$, где $\beta_{\text{эф}}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов.

Центральный петлевой канал реактора окружен центральным бериллиевым вытеснителем, в котором на окружности находятся перемещаемые бериллиевые стержни компенсации реактивности (СКР). При извлечении СКР из активной зоны освобождающийся объем заполняется окружающей водой, выполняющей роль дополнительного поглотителя. Эффективность системы из 12 СКР $4,8 \pm 0,1 \beta_{\text{эф}}$.

Избыточная реактивность с введенными СКР на момент проведения физического пуска (1990 г.), составляла $4,0 \pm 0,2 \beta_{\text{эф}}$, но на данный момент она составляет всего $0,9 \beta_{\text{эф}}$. Такое снижение избыточной реактивности связано, во-первых, с выгоранием топлива и, во-вторых, непосредственно с процессами зашлаковывания.

Для расширения экспериментальных возможностей предполагается проведение модернизации реакторной установки ИВГ.1М, в рамках которой планируется перевод реактора на новое топливо и проведение реконструкции системы водяного охлаждения реактора. Одновременно должна быть решена и задача конверсии активной зоны – снижение обогащения топлива исследовательского реактора, которое исключила бы работу с материалом, из которого возможно извлечение высокообогащенного урана.

В соответствии с требованиями внешний контур технологического канала должен совпадать с контуром ВОТК, установленных в настоящее время в реакторе. Поэтому во всех рассмотренных вариантах из узлов ВОТК изменению подвергается лишь ТВС. Остальные узлы разработки предполагается сохранить.

Расчетная база и модель

Для проведения нейтронно-физического расчета реактора ИВГ.1М используются расчетный код MCNP5 [2] предназначенный для математического моделирования систем, размножающих нейтроны, фотоны, электроны.

При подготовке расчетной модели учтены характерные особенности конструкции ТВС ВОТК и активной зоны, температурные режимы элементов конструкции реактора, включены программные опции, наилучшим образом моделирующие процессы взаимодействия нейтронов с веществом. Основные особенности расчетной модели приведены ниже:

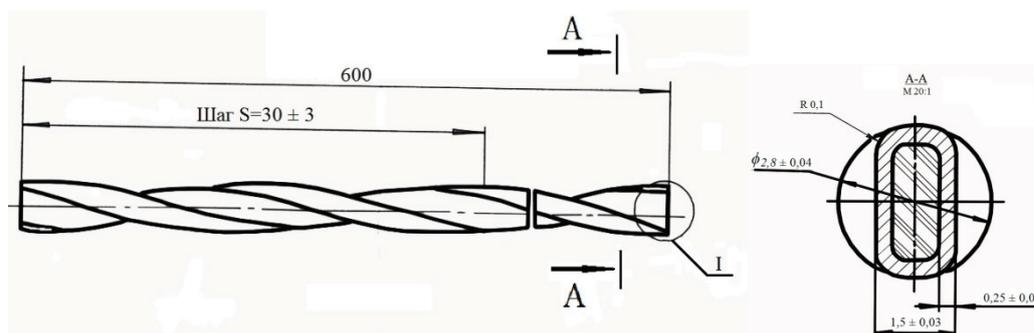


Рис. 1. Внешний вид твэла

- ТВС ВОТК задана гетерогенной структурой. В ВОТК 1 и 2 ряда топливная зона по высоте составляет 800 мм и набирается из двух пакетов твэлов с длиной 600 мм и 200 мм, соответственно. Количество твэлов длиной 600 мм в пакете составляет – 468, а количество твэлов длиной 200 мм в пакете составляет – 456. Для ВОТК 3 ряда топливная зона по высоте составляет 600 мм, количество твэлов в пакете – 468. Для дистанционирования твэлов в каждом ВОТК используется 24 заполнителя из сплава Э110 диаметром 2,2 мм и 12 заполнителей диаметром 1,6 мм;
- предусмотрена возможность изменения положения стержней СКР и изменения углового положения регулирующих барабанов от 0° (поглощающие элементы направлены в сторону активной зоны) до 180° (поглощающие элементы направлены в противоположную сторону от активной зоны). Вращение барабанов осуществляется по часовой стрелке при виде сверху на реактор.

ТВЭЛы с повышенной концентрацией урана в сердечнике

Предполагается использовать твэлы существующей конструкции, но с повышенной концентрацией урана в сердечнике. Существующий твэл представляет собой стержневой твэл с циркониевым покрытием и топливным сердечником из уран-циркониевого сплава, обогащение урана 90 %. Внешний вид твэла представлен на рис. 1.

Методика расчетов предлагаемого варианта АЗ заключалась в следующем: с целью снижения обогащения без изменения конструкции в состав существующего топлива добавляли ^{238}U , снижая до 20 % порога по обогащению за счет уменьшения количества циркония в сплаве. Но ^{238}U имеет относительно большое сечение поглощения, и если расчетный запас реактивности был меньше необходимого, увеличивали содержание ^{235}U . Затем необходимо было оценить обогащение, и, если, оно выше 20 %, снова добавляли ^{238}U . Процесс итерации продолжался до получения приемлемых значений по запасу реактивности.

На рис. 2 представлен разрез ТВС со стержневыми твэлами для существующей и конверсионной АЗ.

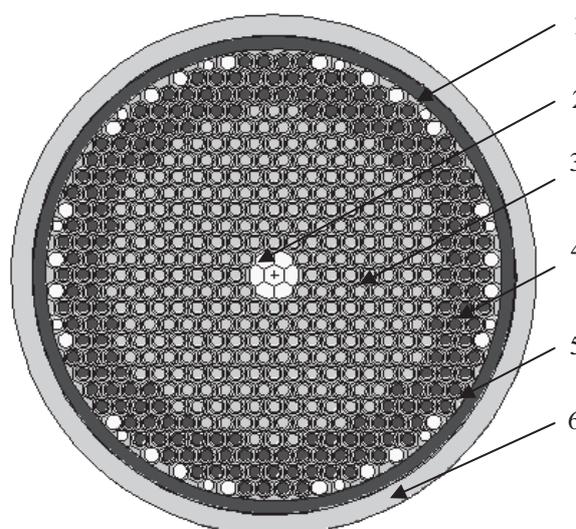


Рис. 2. Разрез ТВС со стержневыми твэлами для существующей и конверсионной АЗ: 1) заполнитель; 2) центральный стержень; 3) твэл центральной зоны профилирования; 4) твэл периферийной зоны профилирования; 5) обойма ТВС; 6) корпус ВОТК

По результатам расчетов можно сделать следующие выводы: при снижении обогащения напрямую до 20 % реактор становился подкритичным, поэтому снижение обогащения без увеличения массы ^{235}U , невозможно. Для достижения такого же значения запаса реактивности, какой имеется в настоящее время у реактора ИВГ.1М, необходимо увеличить массу ^{235}U в 1,1 раза, при этом значение плотности потока тепловых нейтронов в центре экспериментального канала по мере роста массы урана незначительно уменьшается, что объясняется увеличением массы ^{238}U . Наиболее приемлемым представляется вариант с загрузкой $\sim 6,0$ кг ^{235}U . При этом запас реактивности составит $3,7 \pm 0,2 \beta_{\text{эф}}$, а плотность потока тепловых нейтронов в ФКЭ составит 96 % от существующего.

Использование твэлов на основе диоксида урана

Конверсия с использованием этого варианта основана на использовании модифицированных твэлов реакторов ВВЭР-1000, топливные сердечники которых производятся в Республике Казахстан.

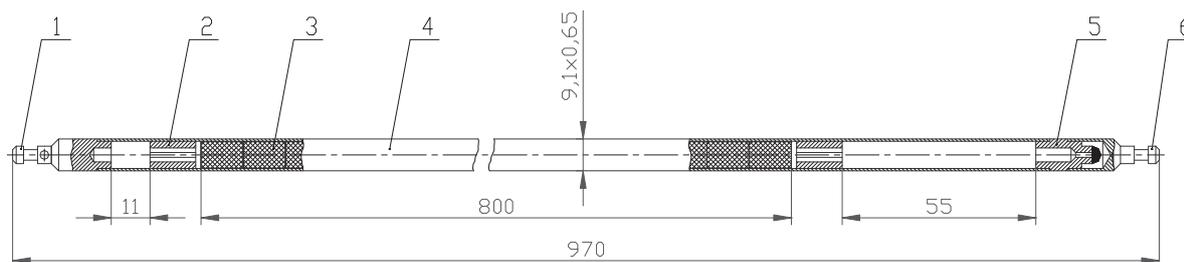


Рис. 3. ТВЭЛ реактора ИВГ1.2М: 1) нижняя заглушка; 2) разрезная втулка; 3) топливная таблетка; 4) защитная оболочка; 5) втулка; 6) наконечник

Одна из возможностей последующей модернизации топлива этого реактора была представлена в [3]. Она основана на замене шести каналов ВОТК первого ряда на каналы ИВГ1.2М с ТВЭлами на основе топливных сердечников реактора ВВЭР-1000 с обогащением 10 %.

Рассматривался вариант с полной заменой АЗ на модифицированные ТВЭлы реактора ВВЭР-1000. При выборе оптимального варианта размещения топлива в ТВС были сделаны попытки расстановки ТВЭлов в ТВС в виде однорядного и двурядного кольца, что имело положительные стороны:

- уменьшение топливного слоя, и как следствие уменьшение блок-эффекта и возможность увеличения плотности потока тепловых нейтронов.
- отказ от профилированной загрузки по радиусу.

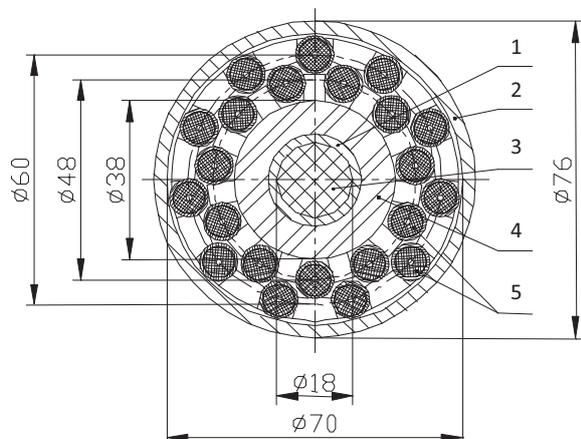


Рис. 4. Поперечный разрез ТК реактора ИВГ1.2М в районе активной зоны: 1) труба для установки поглотителя нейтронов; 2) корпус ТК; 3) поглотитель нейтронов; 4) бериллиевый вытеснитель; 5) ТВЭЛ

Конструкция ТВЭла (рис. 3) представляет собой набор топливных таблеток, заключенных в цилиндрическую оболочку из циркониевого сплава, закрытых с двух сторон заглушками. Была выбрана ТВС содержащая 22 ТВЭла (рис. 4). Оси ТВЭлов расположены на двух окружностях, центром которых является ось ТВС, которая представляет собой трубу внутренним диаметром 18 мм и толщиной стенки 2 мм. Внутри стержня ТВС располагаются дополнительные поглотители нейтронов. Бериллиевый вытеснитель вдевается в стержень ТВС. Эл-

ементы ТК выполнены из тех же материалов, что и ВОТК реактора ИВГ1.М. Длину активной зоны для всех рядов предполагается установить 800 мм.

По результатам расчетов с таким вариантом АЗ можно сделать следующие выводы: во всех случаях, когда используется топливо диоксид урана с обогащением выше 3 %, обеспечивается повышение запаса реактивности. Рассматривались варианты с обогащением от 3 до 12 %. Значения плотности потока нейтронов во всех рассмотренных случаях приблизительно одинаковы, но меньше чем существующее значение. Наиболее приемлемым представляется вариант с обогащением диоксида урана 10 %. При полной замене каналов топливом с обогащением 4,4 % реактор имеет запас реактивности $18,2 \pm 0,2 \beta_{\text{эф}}$, что превышает эффективность существующих органов регулирования. Для компенсации избыточной реактивности предполагается дополнительный ввод регулирующих стержней в модернизированные ТВС реактора. При этом запас реактивности составит $4,8 \pm 0,2 \beta_{\text{эф}}$, а поток тепловых нейтронов в ФКЭ уменьшится на 20 % по сравнению с существующим.

Использование керметных ТВЭлов

Конверсия с использованием данного варианта основана на использовании ТВЭла с керметным топливом пониженного обогащения. Для иллюстрации чертеж общего вида ТВЭла показан на рис. 5. Предлагаемый керметный ТВЭЛ отличается от ТВЭла с керамическим топливом и известных ТВЭлов дисперсионного типа тем, что [4, 5] его топливный сердечник имеет матричную структуру, исключая контакты между топливными частицами размером 350...500 мкм при объемной доле ядерного топлива в композиции 60...70 %.

Длину активной зоны для всех рядов предполагается также установить 800 мм. ТВС размещается внутри корпуса ВОТК. Сердечник ТВЭла состоит из металлической матрицы из циркониевого сплава, в которой находятся частицы UO_2 с обогащением по ^{235}U 20 %. В ТВС данной конструкции размещается 90 ТВЭлов. Второй вариант – использование того же самого цилиндрического ТВЭла, но меньшего диаметра (4 мм) и создающего большее проходное сечение. Таких ТВЭлов в ТВС может быть размещено 150. Параметры ТВС приведены в табл. 1.

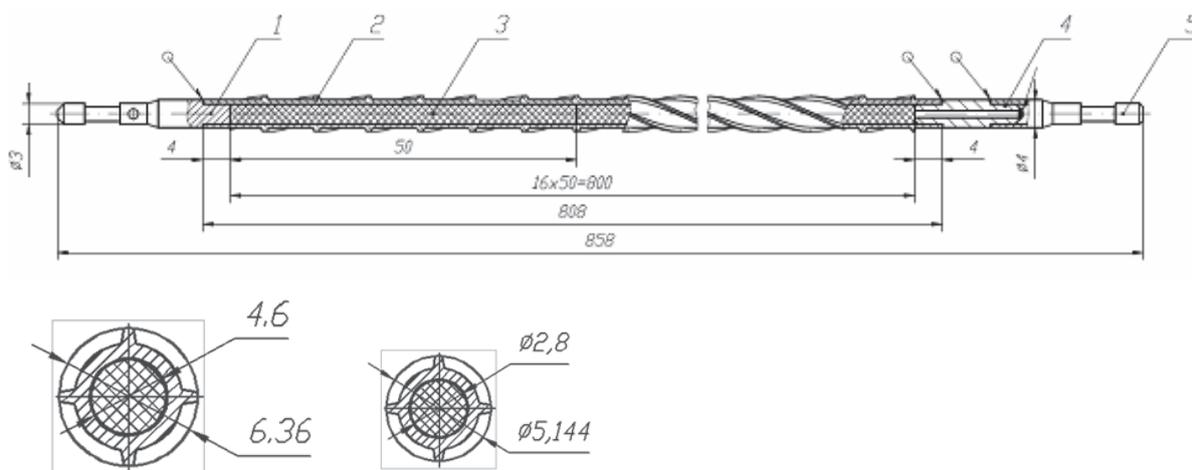


Рис. 5. Керметный твэл: 1) заглушка; 2) оболочка; 3) топливная часть; 4) втулка; 5) наконечник

Таблица 1. Данные по загрузке ТК

Наименование параметра	Вариант конструкции ТВС	
	1 (90 твэлов)	2 (150 твэлов)
Диаметр твэла, мм	5,7	4,0
Доля диоксида урана в сердечнике, %	13,40	16,34
Масса ^{235}U в ТВС, кг	0,209	0,164
Масса ^{235}U в АЗ, кг	6,273	4,927
Масса керметного топлива в АЗ, кг	209,11	172,84
$\rho, \beta_{\text{эф}}$	3,13	3,18
Эффективность системы РБ, $\beta_{\text{эф}}$	13,68	11,10
$\Phi_{\text{т}}$, отн.ед.	0,989	0,948

Горизонтальный разрез двух вариантов модели ТВС представлен на рис. 6.

По результатам расчетов можно сделать следующие выводы: для всех вариантов конструкции ТВС значения запаса реактивности ρ находятся в пределах значения $3,2 \beta_{\text{эф}}$, значения плотности потока тепловых нейтронов $\Phi_{\text{т}}$ для обоих вариантов конструкции ТВС меньше значения $\Phi_{\text{т}}$ для существующей высокообогащенной АЗ менее чем на 5 %.

ТВЭЛы контейнерного типа с топливным сердечником на основе ураноемких топливных композиций

В качестве топлива в АЗ предполагается использовать твэлы контейнерного типа с топливным сердечником на основе ураноемких топливных композиций (нитридное соединение урана) с обогащением 20 % по ^{235}U . Изменению подвергается лишь конструкция тепловыделяющей сборки, основные узлы технологического канала будут сохранены. В ТВС данной конструкции так же, как и в случае с керметными твэлами, может быть размещено 90 и 150 твэлов (меньшего диаметра). В итоге были выбраны четыре варианта АЗ с нитридными топливами, отличающиеся количеством твэлов в ТВС и различными материалами матриц. Данные по топливной загрузке для ТВС и АЗ приведены в табл. 2. Схема нитридного твэла для моделей ТВС совпадает со схемой керметного твэла, приведенного выше.

При выборе оптимальных вариантов АЗ рассматривались модели, для которых значение реактивности находилось в пределах существующего значения. Изменение реактивности достигалось изменением доли нитрида урана в матрице.

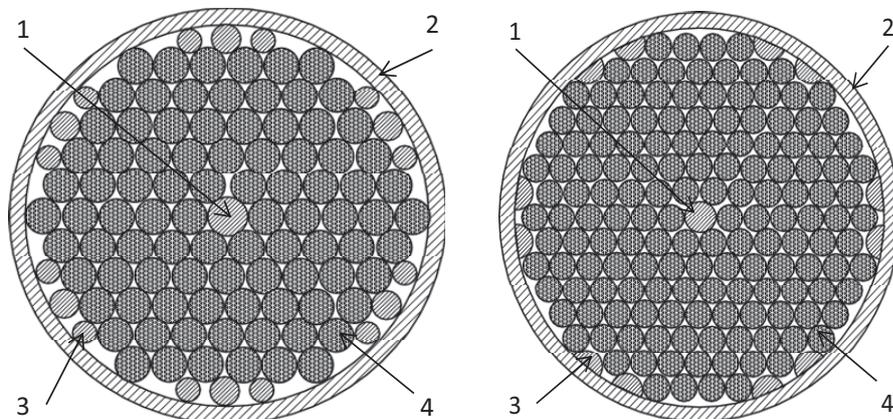


Рис. 6. Горизонтальный разрез двух вариантов модели ТВС: 1) центральный стержень; 2) корпус ТК; 3) заполнители; 4) твэлы

Таблица 2. Данные по топливной загрузке АЗ с нитридным топливом

Наименование параметра	Варианты			
	I	II	III	IV
Количество твэлов	90	150	90	150
Диаметр твэла, мм	5,7	4	5,7	4
Материал матрицы – сплав на основе	Zr	Zr	Al	Al
Доля нитрида урана в сердечнике, %	14,377	16,617	20,597	22,617
Масса ²³⁵ U в ТВС, кг	0,247	0,182	0,277	0,197
Масса ²³⁵ U в АЗ, кг	7,404	5,471	8,310	5,926
Масса нитридного топлива в АЗ, кг	275,465	176,095	215,812	140,139
ρ, β_{Φ}	3,17	3,13	3,19	3,15
Эффективность системы РБ, β_{Φ}	13,202	10,62	12,94	10,99
Φ_T , отн. ед.	0,969	0,935	0,948	0,913

По результатам расчетов следует, что для всех вариантов конструкции ТВС значения ρ находятся в пределах $3,2 \beta_{\Phi}$; значения плотности потока тепловых нейтронов Φ_T для всех вариантов конструкции ТВС меньше значения Φ_T для существующей высокообогащенной АЗ менее чем на 9 %.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Айтхожин Э.С., Аринкин Ф.М., Батырбеков Г.А. и др. Реакторные комплексы ИГР, «Байкал-1», ВВР-К и перспективы развития на их базе фундаментальных и прикладных исследований: Препринт НЯЦ РК-00-12. – Курчатов, 2000. – 75 с.
2. Briesmeister J.F., et al. MCNP – a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport. – Los Alamos, 1997. – LA-7396M.
3. Котов В.М., Прозорова И.В., Райханов Н.А. О модернизации топлива реактора ИВГ1 // Вестник НЯЦ РК. – 2005. – Вып. 3. – Сентябрь. – С. 3–9.

Заключение

Рассмотрены пути конверсии реактора ИВГ1.М при переводе его на низкообогащенное топливо за счет использования твэлов:

- существующей конструкции, но с повышенной концентрацией урана в сердечнике;
- на основе диоксида урана, производство которых возможно на территории Казахстана;
- керметных на основе диоксидных микротвэлов, распределенных в металлической циркониевой матрице;
- контейнерного типа с топливным сердечником на основе нитридных соединений урана.

При конверсии предполагается сохранить возможность для испытаний топливных сборок газо- и водоохлаждаемых реакторов в переходных и аварийных режимах, включая и режимы тяжелых аварий с возможным плавлением топливных сборок.

Основными приоритетами при выборе варианта загрузки активной зоны топлива будут являться экономические, и, как следствие, те, которые требуют наименьшей переделки активной зоны. Оптимальным представляется вариант с использованием уран-циркониевых твэлов существующей конструкции, но с повышенной концентрацией урана в сердечнике и с обогащением по ²³⁵U до 20 %.

4. Федик И.И., Денискин В.П., Пономарев-Степной Н.Н. и др. Новое поколение твэлов на основе микроплатива для ВВЭР // Атомная энергия. – 2004. – № 4. – С. 276–285.
5. Черников А.С., Пермяков Л.Н., Федик И.И., Гаврилин С.С., Курбаков С.Д. Твэлы на основе сферических частиц с защитным покрытием для реакторов повышенной безопасности // Атомная энергия. – 1999. – Т. 87. – Вып. 6. – С. 451–462.

Поступила 17.10.2011 г.