

ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ НИЗКООБОГАЩЕННОЙ МИШЕНИ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ^{99}Mo В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ КАНАЛЕ МАК-2 РЕАКТОРА ВВР-Ц

А.С. Зевякин*, В.В. Колесов*, А.В. Соболев*, О.Ю. Кочнов**

* *Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249039, Калужская обл., г. Обнинск, тер. Студгородок, д. 1*

** *АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»*

249033, Калужская обл., г. Обнинск, Киевское шоссе, д. 6

Р

Проведены теплогидравлические расчеты активной части петлевой установки МАК-2 исследовательского реактора ВВР-ц для производства ^{99}Mo . Расчетные исследования проводились для возможности использования как высокообогащенной по ^{235}U мишени, так и низкообогащенной мишени. Расчет выполнен для реальных технических характеристик исследовательского канала. Энерговыведение для двух расчетных случаев получено в ходе предварительного нейтронно-физического расчета и выбрано для максимально «горячего» канала.

Задача решается для стационарного режима течения теплоносителя канала и учитывает зависимости теплофизических параметров материалов от температуры. В ходе расчета получено объемное распределение температур в канале.

В результатах расчета приведены максимальные температуры материалов мишени для наработки ^{99}Mo . Анализ полученных результатов достоверно подтвердил вывод о том, что максимальные температуры алюминиевой гильзы и материалов засыпки мишени не превышают критических. Максимальная температура теплоносителя локализуется в точке у поверхности стенки гильзы и не достигает температуры кипения для данного давления.

Показана возможность уменьшения обогащения делящегося материала засыпки мишени по ^{235}U до 19,7% при условии сохранения средней плотности смеси и количества ^{235}U в мишени. При этом наработка значимого для медицины ^{99}Mo практически не изменится, что приведет к снижению капитальных затрат на высокообогащенную смесь матрицы мишени.

Ключевые слова: реактор ВВР-ц, исследовательский канал МАК-2, наработка ^{99}Mo , энерговыведение, теплогидравлический расчет, понижение обогащения.

ВВЕДЕНИЕ

Сегодня в мире существует высокая потребность в радиоизотопах, используемых в ядерной медицине с целью диагностики и лечения онкологических заболеваний.

Одним из таких изотопов является молибден ^{99}Mo , который является генерато-

© А.С. Зевякин, В.В. Колесов, А.В. Соболев, О.Ю. Кочнов, 2022

ром технеция ^{99}Tc . Короткоживущий изомер технеция $^{99\text{m}}\text{Tc}$ – трассер, перемещение которого по организму и накопление можно контролировать с помощью томографии гамма-квантов, испускаемых во время изомерного перехода этого нуклида [1].

Изотоп $^{99\text{m}}\text{Tc}$ чрезвычайно востребован в ядерной медицине при проведении диагностики заболеваний. Он особенно удобен для процедур, так как химически накапливается в лигандах и протеинах, которые концентрируются в отдельных органах человеческого тела. Его фотоны идеально подходят для целей регистрации сцинтилляционными детекторами [2].

Сегодня наработка радиоизотопов реализуется на ускорителях и на исследовательских ядерных реакторах. Рассматриваемый изотоп технеция в России преимущественно нарабатывают на исследовательских ядерных реакторах, где для этого предусмотрены специальные каналы, позволяющие безопасно разместить мишени для облучения и получения изотопа в активной зоне реактора. Эффективность наработки необходимого изотопа зависит от многих факторов, включая эффективность радиохимического выделения, конструктивных особенностей мишени, расположения в экспериментальном канале.

В работе рассматривается модернизация мишени для размещения в существующих каналах (МАК-2) реакторной установки ВВР-ц. Параметры установки не допускают применения режимов работы мишени с кипением теплоносителя в исследовательском канале, более того, подобные режимы являются опасными для оборудования МАК-2.

Приведенные в работе материалы ориентированы на анализ влияния обогащения по ^{235}U исходного состава матрицы мишени на тепловые характеристики экспериментального канала реактора ВВР-ц.

СПОСОБЫ НАРАБОТКИ ^{99}Mo

Первоначально, в качестве наиболее эффективных способов рассматриваются два направления получения ^{99}Mo : «делительный» – из U_3O_8 , обогащенного по изотопу ^{235}U по реакции $^{235}\text{U}(n, f)^{99}\text{Mo}$, и «активационный» – путем накопления ^{99}Mo по реакции $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$. И в том, и другом случаях мишень необходимо облучать в ядерном реакторе. Каждый из этих способов имеет свои преимущества и недостатки. Из продуктов деления ^{235}U можно получить ^{99}Mo с большой удельной объемной активностью без изотопного носителя или с небольшой добавкой последнего, что весьма важно при изготовлении генераторов $^{99\text{m}}\text{Tc}$. Однако работа с продуктами деления требует специального оборудования и решения вопроса о захоронении отходов [3 – 5]. В работе рассматривается вариант получения ^{99}Mo из продуктов деления урана.

Выход ^{99}Mo в реакции деления составляет 6,1% [6]. Общая активность облученной мишени более чем в 10 раз превышает активность ^{99}Mo . Кроме вопроса обращения с этими изотопами (в газообразном, жидком и твердом состояниях) необходимо также решать задачи очистки конечного продукта ^{99}Mo от всех этих изотопов. Наряду с проблемами очистки ^{99}Mo от продуктов деления в этом варианте возникают проблемы очистки также от альфа-активных радионуклидов, к содержанию которых в ^{99}Mo предъявляются очень жесткие требования – их активность не должна быть более $1 \cdot 10^{-8}$ – $1 \cdot 10^{-9}\%$ относительно активности ^{99}Mo .

Альфа-активность в облученной мишени определяется, в первую очередь, присутствием в исходном уране изотопа ^{234}U – дочернего изотопа ^{238}U . Изотоп ^{234}U остается в значительных количествах и в обогащенном ^{235}U . Остальная альфа-активность определяется накоплением трансурановых элементов (ТУЭ) (например, ^{239}Pu) в ходе облучения урана в потоке нейтронов. Накопление трансурановых элементов можно уменьшить за счет использования обогащенного ^{235}U (более 90%). Однако, как указывалось выше, основной вклад в альфа-активность мишени дает

^{234}U , поэтому использование низкообогащенного урана (НОУ) в ряде случаев следует считать целесообразным.

Большинство крупных производителей ^{99}Mo пока используют высокообогащенный уран (90% ^{235}U). Вместе с тем многие страны не располагают запасами высокообогащенного урана (ВОУ) и развивают технологии, основанные на использовании обедненного сырья или альтернативные технологии [3 – 5]. Тем не менее, вероятно, объемы использования ВОУ будут снижаться в связи с усилением режима нераспространения. В соответствии с существующими договоренностями с 2016 г. производство молибдена должно осуществляться только из урана с обогащением менее 20%. С этой же причиной связана тенденция на конверсию реакторов в направлении использования низкообогащенного топлива. Также одной из проблем обращения с высокообогащенными по ^{235}U мишенями является высокое энерговыделение в материале мишени, что приводит к необходимости снятия тепла в канале-наработчике.

ПРОИЗВОДСТВО ^{99}Mo В РЕАКТОРЕ ВВР-Ц

Ядерный реактор ВВР-ц является единственным действующим в регионе исследовательским реактором с постоянным потоком нейтронов. Удачное сочетание конструктивных особенностей и технических характеристик многоцелевого модернизированного химико-технологического комплекса, в том числе наличие широкого энергетического спектра нейтронов с высокой плотностью потока, большого количества технологических каналов, современных технологических и уникальных прецизионных измерительных установок, а также высококвалифицированных специалистов позволяет проводить научные исследования по приоритетным направлениям, создавать технологические линии производства и разрабатывать перспективные радиационные технологии получения новых материалов, изделий, лекарственных препаратов [7 – 9].

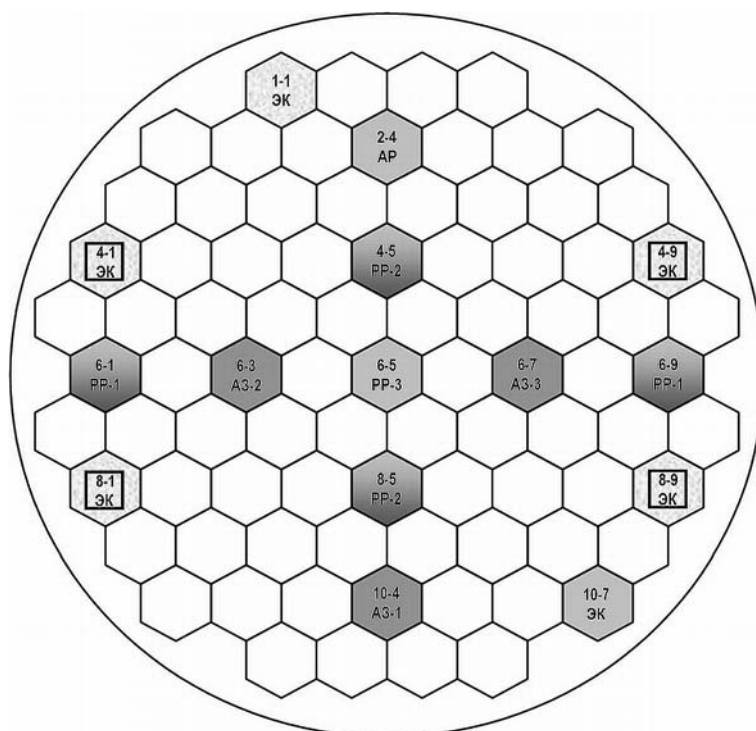


Рис. 1. Схема расположения экспериментальных каналов для производства ^{99}Mo (ЭК 4-1, 4-9, 8-1, 8-9) в активной зоне реактора ВВР-ц [10]

В активной зоне реактора ВВР-ц, который находится на территории НИФХИ им. Л.Я. Карпова, располагаются четыре экспериментальных канала для производства ^{99}Mo (рис. 1).

Наработка радионуклида медицинского назначения ^{99}Mo в реакторе ВВР-ц производится в специально созданной для этих целей установке МАК-2 [11], схема которой показана на рис. 2. Схема блок-контейнера для наработки ^{99}Mo приводится на рис. 3.

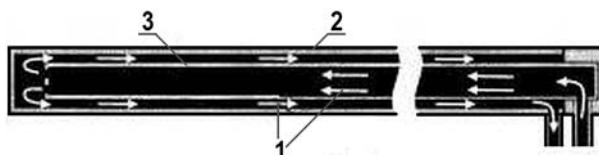


Рис. 2. Схема установки МАК-2 для наработки ^{99}Mo : 1 – направления движения охлаждающей жидкости; 2 – вертикальный канал с внутренней трубкой; 3 – внутренняя трубка для установки блок-контейнеров (схема повернута на 90°)



Рис. 3. Схема блок-контейнера для наработки ^{99}Mo (повёрнута на 90°)

Блок-контейнер представляет собой металлическую цилиндрическую мишень с двойной стенкой типа «труба в трубе». Между стенками блок-контейнера находится урансодержащая композиция. В верхней и нижней частях предусмотрен зазор для компенсации распухания исходного вещества мишени и выхода газообразных продуктов деления. В верхней части закреплена головка для захвата блок-контейнера перегружающим устройством. Мишень выполнена из алюминиевого сплава САВ-1 и герметично запаена сверху и снизу.

Урансодержащее вещество мишени является порошковой смесью оксида урана U_3O_8 и оксида цинка ZnO . U_3O_8 (триуранаоктаоксид, закись-окись урана) – это неорганическое соединение урана с кислородом, в котором металл имеет двойную валентность. Температура плавления данного оксида составляет 1150°C . В свободном состоянии U_3O_8 представляет собой зелёно-чёрное кристаллическое вещество [12].

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА ДЛЯ БЛОК-КОНТЕЙНЕРОВ С ЗАГРУЗКОЙ РАЗЛИЧНОГО ОБОГАЩЕНИЯ ПО ^{235}U

В 2012 г. Генеральный директор Госкорпорации «Росатом» С.В. Кириенко утвердил программу перевода гражданских исследовательских ядерных реакторов и мишеней для наработки ^{99}Mo с ВОУ на НОУ.

Цель программы – снижение риска распространения ядерных материалов, пригодных для создания ядерного оружия, за счёт минимизации и, в перспективе, исключения использования ВОУ в исследовательских реакторах и мишенях для наработки ^{99}Mo . При этом

- мощность реакторов должна оставаться неизменной;
- плотности потоков нейтронов в экспериментальных устройствах могут уменьшиться лишь незначительно;
- конкретная величина снижения плотностей потока нейтронов должна быть согласована с эксплуатирующими организациями;
- геометрическая форма и размеры ТВС должны быть сохранены (желательно сохранить и размер твэлов).

Для расчетов теплогидравлических параметров канала для наработки ^{99}Mo при использовании стандартной (действующей) мишени рассматривались два варианта:

- мишень с высокообогащенной по ^{235}U (90%) смесью;
- мишень с низкообогащенной по ^{235}U (19,7%) смесью.

На рисунке 4 представлено схематическое расположение мишеней в исследовательском канале.

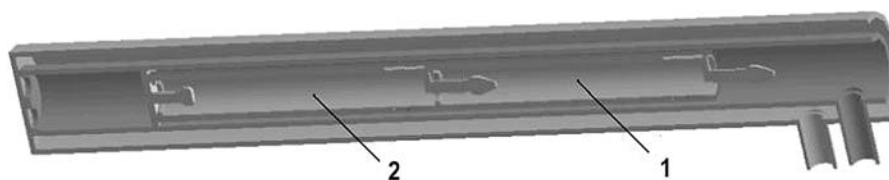


Рис. 4. Схема МАК-2 с установленными блок-контейнерами: 1 – «верхняя» мишень; 2 – «нижняя» мишень (схема повернута на 90°)

Для сравнения нейтронно-физических характеристик и энерговыделения мишеней для наработки молибдена, изготовленных из высокообогащенного (90% по ^{235}U) и низкообогащенного (19,7% по ^{235}U) топлива, были проведены сравнительные расчеты с использованием специализированных программных комплексов, реализующих метод Монте-Карло [13, 14].

В расчетах использовано условие сохранения средней плотности смеси U_3O_8 и ZnO и количества ^{235}U в двух расчетных случаях; при этом наработка ^{99}Mo сохраняется практически неизменной.

Рассчитанное энерговыделение в мишенях (для стандартной мишени) составило

- для нижней мишени – $8,27 \cdot 10^8$ Вт/м³;
- для верхней мишени – $8,75 \cdot 10^8$ Вт/м³.

Для случая низкого обогащения рассчитанное энерговыделение составило

- для нижней мишени – $8,55 \cdot 10^8$ Вт/м³;
- для верхней мишени – $8,6 \cdot 10^8$ Вт/м³.

Теплогидравлические расчеты для двух вариантов обогащения мишени проводились с использованием программного комплекса ANSYS CFX для самого «горячего» исследовательского канала (ИК). Расчет проводился для установившегося режима течения теплоносителя ИК МАК-2. Заданные граничные условия соответствовали паспортным характеристикам для оборудования в контуре ИК [11]. Учитывались зависимости физических параметров материалов от температуры [15 – 18].

Данные, используемые для расчетов.

- Сплав алюминия
 - теплопроводность 140 Вт/(м·К);
 - плотность 2680 кг/м³.
- Порошок делящегося материала
 - теплопроводность 10,2 Вт/(м·К);
 - плотность 4000 кг/м³.
- Теплоноситель (вода)
 - расход 0,82 кг/с;
 - температура входа 57°С;
 - статическое давление 171325 Па [11].

В таблице 1 приведены результаты теплогидравлических расчетов для двух вариантов обогащения матрицы мишени.

Погрешности в результатах теплогидравлического расчета в программном комплексе ANSYS CFX при использовании *k-ε*-модели не превышают 5% по сравнению с расчетами по аналитическим формулам и различными структурами расчетной сетки

[20]. Подробно расчетные исследования сетки приводятся в [20, 21].

Таблица 1

Результаты теплогидравлических расчетов для двух вариантов обогащения матрицы мишени по ^{235}U

	Мишень с высоким обогащением по U-235 (90%)	Мишень с низким обогащением по U-235 (19,7%)
Максимальная температура теплоносителя, °C	96,6	97,3
Максимальная температура алюминиевого сплава гильзы, °C	228,3	234,1
Температура урансодержащего материала мишени, °C	316,1	335,8
Средняя температура теплоносителя на выходе, °C	71,75	71,85
Объёмное энерговыделение, Вт/м ³	Для нижней мишени $8,27 \cdot 10^8$; для верхней мишени $8,75 \cdot 10^8$	Для нижней мишени $8,55 \cdot 10^8$; для верхней мишени $8,62 \cdot 10^8$

На рисунке 5 представлены результаты расчетов температур теплоносителя в случае высокого (90%) обогащения матрицы мишени по ^{235}U .

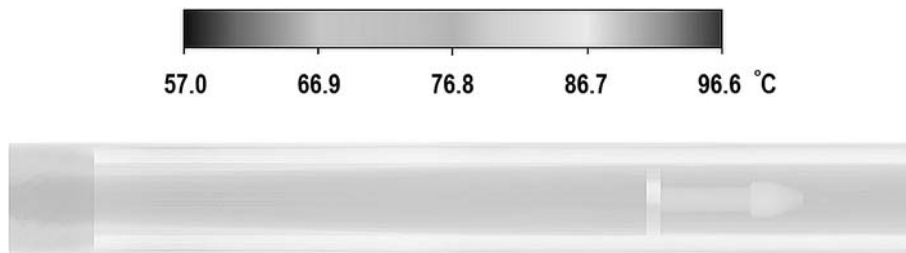


Рис. 5. Распределение температуры по объёму теплоносителя в канале, °C (повёрнуто на 90°)

На рисунке 6 приведены результаты расчетов температур теплоносителя в случае низкого (19,7%) обогащения матрицы мишени по ^{235}U .

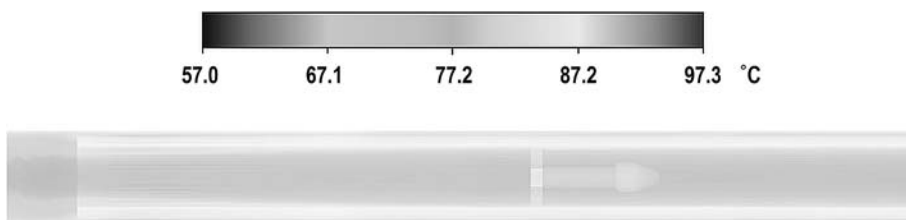


Рис. 6. Распределение температуры по объёму теплоносителя, °C (повёрнуто на 90°)

Как видно из результатов расчетов температур, в ходе увеличения суммарного энерговыделения при уменьшении обогащения по ^{235}U урансодержащей смеси мишени вследствие нейтронно-физических процессов температура в канале незначительно растет. Максимальная температура урансодержащей смеси для низкого и высокого обогащения по ^{235}U не превышает критических значений для компонентов смеси.

При условии, что в канале для наработки ^{99}Mo присутствует статическое давление, минимальное значение которого более 168 кПа, температура кипения воды при таком давлении составляет приблизительно 115°C, что свидетельствует о наличии запаса до развитого кипения [19, 22].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ходе работы получены результаты в виде распределения температурных полей по объему жидкости. Расчеты выполнены для двух мишеней:

- с высоким обогащением (90%) по U-235;
- с низким обогащением (19,7%) по U-235.

Как видно из результатов расчетов температур (см. табл. 1), в ходе увеличения суммарного энерговыделения при уменьшении обогащения по U-235 матрицы мишени вследствие нейтронно-физических процессов температура в канале незначительно растет, но не превышает критических параметров. Это указывает на возможность уменьшения обогащения делящегося материала засыпки мишени по ^{235}U при условии сохранения средней плотности смеси U_3O_8 и ZnO и количества ^{235}U в мишени.

Литература

1. Livejournal. Как делают технеций-99. Электронный ресурс: <https://alexio-marziano.livejournal.com/159160.html> (дата доступа 10.02.2021).
2. Молибден-99. Российское атомное сообщество. Электронный ресурс: www.atomic-energy.ru (дата доступа 10.02.2021).
3. Management of Radioactive Waste from ^{99}Mo production IAEA. IAEA-TECDOC. – Vienna. – 1998. – 1051 P.
4. Review of Potential Molybdenum-99/Techetium-99m Production Technologies. Nuclear Energy Agency. OECD. – 2010. – 74 P.
5. Зыков М.П., Кодина Г.Е. Методы получения Мо-99. / Радиохимия. – 1999. – №3. – Т. 41. – С. 193-203.
6. Колобашкин В.М. и др. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 384 с.
7. Сайт АО НИФХИ им. Л.Я. Карпова. Электронный ресурс: <http://karpovirc.ru/> (дата доступа 10.02.2021).
8. Сайт «Научно-техническая инфраструктура Российской Федерации». Электронный ресурс: <http://skp-rf.ru/usu/77709/> (дата доступа 10.02.2021).
9. Чусов И.А., Шелегов А.С., Кочнов О.Ю. Особенности конструкций исследовательских реакторов водо-водяного типа. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – №3. – С. 116-126. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.3.12>.
10. Сайт компании ОАО Всерегиональное объединение «Изотоп». Электронный ресурс: <http://www.isotor.ru/> (дата доступа 10.02.2021).
11. Кочнов О.Ю., Колесов В.В., Зевякин А.С., Фомин Р.В. Теплогидравлический расчет максимальной температуры топлива и воды в установке МАК-2. // Атомная энергия. – 2019. – Вып. 3. – С. 135-137. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00601-x>.
12. Бойко В.И., Колпаков Г.Н., Селиваникова О.В. Топливные материалы в ядерной энергетике. Учебное пособие. – Томск: Томский политехнический университет, 2008. – 186 с. ISBN 5-98298-264-4.
13. Пахوليц Д.А., Кочнов О.Ю., Колесов В.В., Фомичев В.В. Увеличение наработки изотопа Мо-99 путем модернизации конструкции мишеней, облучаемых в экспериментальных каналах реактора ВВР-ц. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2021. – №3. – С. 18-28. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.3.02>.
14. Кочнов О.Ю., Колесов В.В., Фомин Р.В. Оценка энерговыделения в мишени с урансо-держажим материалом при производстве ^{99}Mo с использованием мишеней усовершен-

ствованной конструкции на реакторе ВВР-ц. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 4. – С. 23-29.

15. Аликулов Ш.А., Ахмеджанов Ф.Р., Байтелесов С.А., Болтабаев А.Ф., Кунгуров Ф.Р., Рахимов Э.Т., Салихбаев У.С. Электро- и теплопроводность алюминиевых сплавов САВ-1 и АМГ-2 при высокой температуре. // Атомная энергия. – 2014. Вып. 5. – С. 270-273.

16. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1967. – 474 с.

17. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Теплообмен в ядерных энергетических установках: Учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 2000. – 456 с.

18. Металлургия урана и технология его соединений. Курс лекций Уральского федерального университета имени первого Президента России Б.Н. Ельцина. Электронный ресурс: http://elar.urfu.ru/bitstream/10995/28700/1/978-5-7996-1282-5_2014.pdf (дата доступа 10.02.2021).

19. Termalinfo. Свойства оксидов металлов. Электронный ресурс: <http://thermalinfo.ru/svoystva-materialov/oksidy/svoystva-oksidov-metallov> (дата доступа 10.02.2021).

20. Ахмедзянов Д.А., Кишалов А.Е. Верификация расчета процесса теплообмена в программном комплексе ANSYS CFX. // Вестник Уфимского государственного авиационного технического университета. – 2009. – № 2. – С. 226-232.

21. Соболев А.В., Зевякин А.С., Фомин Р.В., Колесов В.В., Кочнов О.Ю. Модернизация мишеней для наработки молибдена. / Сб. трудов конференции «Инновации в атомной энергетике». – М.: АО «НИКИЭТ», 2017. – С. 1023-1033.

22. Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. – М.: Наука, 1972. – 721 с.

Поступила в редакцию 15.02.2021 г.

Авторы

Зевякин Александр Сергеевич, старший преподаватель
E-mail: alexzev1991@mail.ru

Колесов Валерий Васильевич, доцент, канд. техн. наук
E-mail: valerikolesov@yandex.ru

Соболев Артем Владимирович, старший преподаватель
E-mail: sobolevartem82@gmail.com

Кочнов Олег Юрьевич, главный инженер, доктор техн. наук
E-mail: kochnov2000@mail.ru

UDC 621.039.534.4

POSSIBILITY FOR USING A LOW-ENRICHED TARGET TO PRODUCE ^{99}Mo IN THE MAK-2 RESEARCH CHANNEL OF THE VVR-ts REACTOR

Zevakin A.S.*, Kolesov V.V.*, Sobolev A.V.*, Kochnov O.Yu.**

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU MEPhI
1 Studgorodok, 249040 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

** NRFChI n.a. L.Ya. Karpov JSC
6 Kievskoe Hwy, 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

ABSTRACT

Thermal-hydraulic calculations have been conducted with respect to the active part of the MAK-2 loop facility of the VVR-ts research reactor for the ^{99}Mo production. The

computational studies were undertaken both for the case of using a highly ^{235}U enriched target and for a low-enriched target. The calculation was performed for the actual technical characteristics of the research channel. The power density for the two simulated cases was obtained in the course of a preliminary neutronic calculation and selected for the most heated channel.

The problem is solved for the steady-state mode of the channel coolant flow and takes into account the dependence of the thermophysical parameters of materials on temperature. The volumetric temperature distribution in the channel was obtained in the process of the calculation.

The calculation results present the maximum temperatures of the target materials for the ^{99}Mo production. An analysis of the obtained results has shown that the maximum temperatures of the aluminum sleeve and the target filling materials do not exceed the critical values. For the analyzed calculation cases, the maximum coolant temperature is localized at a point near the sleeve wall surface and does not reach the boiling temperature for a given pressure. The study has therefore shown that it is possible to reduce the ^{235}U enrichment of the target filling fissile material to 19.7%, provided the average density of the mixture and the amount of ^{235}U in the target remain the same. At the same time, the amount of the medically important ^{99}Mo generated will not practically change, which will lead to reduced capital costs for a highly enriched mixture of the target matrix.

Key words: VVR-ts reactor, MAK-2 research channel, ^{99}Mo production, power density, thermohydraulic calculation, enrichment reduction.

REFERENCES

1. Livejournal. How Technetium-99 is made. Available at: <https://alexio-marziano.livejournal.com/159160.html> (accessed Feb. 10, 2021) (in Russian).
2. Molybdenum-99. Russian Nuclear Community. Available at: www.atomic-energy.ru (accessed Feb. 10, 2021) (in Russian).
3. Management of Radioactive Waste from ^{99}Mo Production IAEA. IAEA-TECDOC. Vienna, 1998, 1051 p.
4. Review of Potential Molybdenum-99/Technetium-99m Production Technologies. Nuclear Energy Agency. OECD, 2010, 74 p.
5. Zykov M.P., Kodina G.E. Methods for Obtaining Mo-99. *Radiokhimiya*. 1999, no. 3, v. 41, pp. 193-203. (in Russian).
6. Kolobashkin V.M. et al. *Radiation Characteristics of Irradiated Nuclear Fuel: Reference Book*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983, 384 p. (in Russian).
7. Website of L.Ya. Karpov NIFHI JSC. Available at: <http://karpovipc.ru/> (accessed Feb. 10, 2021) (in Russian).
8. Website «Scientific and Technical Infrastructure of the Russian Federation». Available at: <http://ckp-rf.ru/usu/77709/> (accessed Feb. 10, 2021) (in Russian).
9. Chusov I.A., Shelegov A.S., Kochnov O.Yu. Features of the Design of Research Reactors of Pressurized Water Type. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016, no. 3, pp. 116-126; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.3.12> (in Russian).
10. Website of All-Regional Association «Izotop» JSC. Available at: <http://www.isotop.ru/> (accessed Feb. 10, 2021) (in Russian).
11. Kochnov O.Yu., Kolesov V.V., Zevyakin A.S., Fomin R.V. Thermal-Hydraulic Calculation of the Maximum Temperature of Fuel and Water in the MAK-2 Installation. *Atomnaya Energiya*. 2019, iss. 3, pp. 135-137; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00601-x> (in Russian).
12. Boyko V.I., Kolpakov G.N., Selivannikova O.V. *Fuel Materials in Nuclear Power Engineering. Tutorial*. Tomsk. Tomsk Polytechnic University Publ., 2008, 186 p. ISBN 5-98298-264-4 (in Russian).

13. Pakholik D.A., Kochnov O.Yu., Kolesov V.V., Fomichev V.V. Increasing the Production of the Mo-99 Isotope by Modernizing the Design of Targets Irradiated in the Experimental Channels of the VVR-ts Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2021, no. 3, pp. 18-28; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.3.02> (in Russian).
14. Kochnov O.Yu., Kolesov V.V., Fomin R.V. Evaluation of Energy Release in a Target with Uranium-Containing Material in the Production of ⁹⁹Mo using Targets of an Improved Design at the VVR-ts Reactor. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2012, no. 4, pp. 23-29 (in Russian).
15. Alikulov Sh.A., Akhmedzhanov F.R., Baitelesov S.A., Boltabaev A.F., Kungurov F.R., Rakhimov E.T., Salikhbaev U.S. Electrical and Thermal Conductivity of Aluminum Alloys SAV-1 and AMG-2 at High Temperature. *Atomnaya Energiya*. 2014, iss. 5, pp. 270-273 (in Russian).
16. Chirkin V.S. *Thermophysical Properties of Nuclear Engineering Materials*. Moscow. Atomizdat Publ., 1967, 474 p. (in Russian).
17. Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P. *Heat Transfer in Nuclear Power Plants: Textbook for Universities*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2000, 456 p. (in Russian).
18. Metallurgy of Uranium and Technology of its Compounds. Course of lectures of the Ural Federal University n.a. the first President of Russia B.N. Yeltsin. Available at: http://elar.urfu.ru/bitstream/10995/28700/1/978-5-7996-1282-5_2014.pdf (accessed Feb. 10, 2021) (in Russian).
19. Termalinfo. Properties of Metal Oxides. Available at: <http://thermalinfo.ru/svoystva-materialov/oksidy/svoystva-oksidov-metallov> (accessed Feb. 10, 2021) (in Russian).
20. Akhmedzyanov D.A., Kishalov A.E. Verification of the Calculation of the Heat Transfer Process in the ANSYS CFX Software Package. *Vestnik Ufimskogo Gosudarstvennogo Aviatsionnogo Tekhnicheskogo Universiteta*. 2009, no. 2, pp. 226-232 (in Russian).
21. Sobolev A.V., Zevyakin A.S., Fomin R.V., Kolesov V.V., Kochnov O.Yu. Modernization of Targets for Molybdenum Production. *Proc. of the Conference «Innovations in Nuclear Energy»*. Moscow. NIKIET JSC, 2017, pp. 1023-1033 (in Russian).
22. Vargaftik N.B. *Handbook on Thermophysical Properties of Gases and Liquids*. Moscow. Nauka Publ., 1972, 721 p. (in Russian).

Authors

Zevyakin Aleksandr Sergeevich, Senior Teacher
E-mail: alexzev1991@mail.ru

Kolesov Valery Vasilievich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: valerikolesov@yandex.ru

Sobolev Artyom Vladimirovich, Senior Teacher
E-mail: sobolevartem82@gmail.com

Kochnov Oleg Yurievich, Chief Engineer, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: kochnov2000@mail.ru