

ОЦЕНКА ПОСЛЕДСТВИЙ ГИПОТЕТИЧЕСКОЙ (ЗАПРОЕКТНОЙ) ЯДЕРНОЙ АВАРИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ «МАРС»

Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУМИФИ, г. Обнинск



Приводится оценка радиационных последствий запроектной ядерной аварии на мгновенных нейтронах медицинского реактора МАРС. Показано, что не происходит значимого облучения населения и загрязнения окружающей среды, а персонал своими силами способен устранить ее последствия.

Ключевые слова: медицинский ядерный реактор, гипотетическая авария, мощность ниже 10 кВт, нейтронная терапия.

Key words: medical nuclear reactor, hypothetical accident, power less 10 kW, neutron therapy.

Реактор МАРС (медицинский автономный реактор серийный) – это специализированный ядерный реактор, предназначенный для лечения онкологических больных методами нейтронозахватной и нейтроноударной терапии [1]. Реактор предполагается устанавливать непосредственно на территории клиники, где будет производиться лечение больных. Эксплуатация реактора предполагается в стартстопном режиме – два-три часа работы на мощности в сутки в рабочие дни недели на среднегодовой мощности 700 Вт и с минимальным количеством обслуживающего персонала.

Схема охлаждения реактора включает в себя три контура циркуляции охлаждающих сред. В первом и втором контурах осуществляется принудительная циркуляция теплоносителя (воды) с использованием центробежных насосов. Тепло со второго контура снимается с помощью холодильной машины.

ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА

На рисунке 1 и в табл. 1 приведены основные характеристики реактора.

Размещение реактора. Реактор МАРС может быть размещен не только в отдельном здании на территории клиники, но и в отдельном боксе общего здания (рис. 2).

Выбор запроектной аварии. В качестве запроектной (гипотетической) аварии принята СЦР на мгновенных нейтронах, причина которой не установлена и которая прекращается в результате внутренних обратных связей. Последствия, в основном, радиационные такой аварии определяются энерговыделением при СЦР.

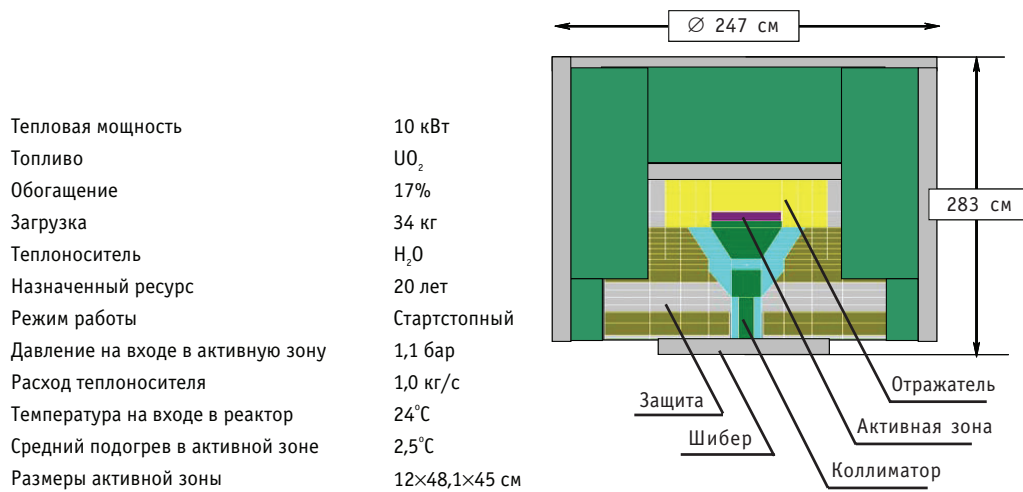


Рис. 1. Основные характеристики реактора

Таблица 1

Нейтронно-физические характеристики реактора

Характеристика		Значение
Мощность		10 кВт
$k_{эфф}$ (максимальное значение)		1.01
Плотность потока в активной зоне		1.3×10^{12} н/см ² с
Температурные коэффициенты реактивности	по теплоносителю	-17 pcm/K
	по топливу	-1.2 pcm/K
Потеря реактивности на выгорание		-0.17%Δk/k

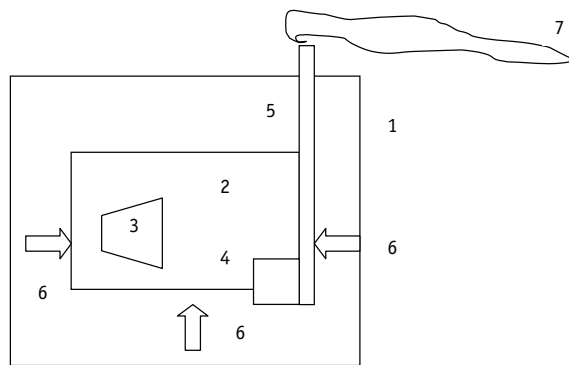


Рис. 2. Схема размещения реакторной установки МАРС в медицинском корпусе: 1 – медицинский корпус; 2 – бокс реактора; 3 – реактор; 4 – фильтры системы вентиляции; 5 – вытяжная вентиляция; 6 – приток воздуха (бокс размещения реактора под небольшим разрежением); 7 – выброс очищенного воздуха в окружающую среду

Оценка энерговыделения в импульсе на мгновенных нейтронах Для оценки энерговыделения вследствие вспышки мощности на мгновенных нейтронах были использованы два подхода:

- сопоставление с энерговыделением при одиночных импульсах мощности на мгновенных нейтронах, которые реально были зафиксированы за историю ядерной промышленности [2];

• расчет энерговыделения при мгновенном освобождении всего запаса реактивности в реакторе.

Первый подход позволил оценить среднее энерговыделение $\langle Q \rangle$ в первом импульсе мощности на мгновенных нейтронах (в единицах 10^{17} делений/вспышка) по

- 11-ти авариям на промышленных установках с водными растворами урана и плутония: $Q_{\max} = 2$; $Q_{\min} = 0.03$; $\langle Q \rangle = 0.6$;
- 5-ти авариям с водными растворами урана и плутония при экспериментах с реакторами и при критических экспериментах: $Q_{\max} = 1.6$; $Q_{\min} = 0.11$; $\langle Q \rangle = 0.7$;
- 15-ти авариям на металлических сборках с ураном и плутонием с отражателями и без отражателей: $Q_{\max} = 6.1$; $Q_{\min} = 0.03$; $\langle Q \rangle = 1.1$.

В реакторе МАРС все обратные связи отрицательны и велики (температурный коэффициент реактивности по теплоносителю равен $-1.4 \cdot 10^{-4}$ 1/К). Это дает основание предполагать, что повторные вспышки мощности на запаздывающих нейтронах исключены. Для отсутствия повторных вспышек в рассматриваемой гипотетической аварии на мгновенных нейтронах энерговыделение было принято равным среднему энерговыделению $\langle Q \rangle = 10^{17}$ дел = 3.2 МДж.

Во втором подходе для оценки энерговыделения использовалось одно уравнение динамики для мощности реактора W , параметром которого является время генерации мгновенных нейтронов Λ и решение которого получено в приближении мгновенного скачка реактивности без учета запаздывающих нейтронов:

$$dW/dt = (\rho - \beta_{эфф})W/\Lambda \equiv \rho_p W/\Lambda. \quad (1)$$

Принята линейная зависимость реактивности от температуры топлива T

$$\rho = \rho_0 - \gamma_T T = \rho_0 - \gamma_T \frac{\int_0^t W dt}{c_p M}, \quad (2)$$

где W – мощность, Вт; M – масса топлива, кг; c_p – теплоемкость топлива, Дж/кг; γ_T – температурный коэффициент реактивности по топливу, 1/град; ρ_0 – мгновенный скачок реактивности из начального состояния с $k_{эфф} = 1$, равный полному запасу реактивности на весь срок службы реактора.

Решение уравнения (1) при условии (2) для ΔT – изотермической температуры подогрева топлива, при которой СЦР прекращается,

$$\Delta T = (2\beta_{эфф} - \rho_0) / \gamma_T. \quad (3)$$

Полная энергия вспышки

$$Q = (2\beta_{эфф} - \rho_0) c_p M / \gamma_T. \quad (4)$$

Принято $\rho_0 = 1.5\beta_{эфф}$; $\beta_{эфф} = 6.5 \cdot 10^{-3}$; $c_p(\text{UO}_2 \text{ при } 1000 \text{ К}) = 320 \text{ Дж/кг}\cdot\text{град}$; $M_{\text{UO}_2} = 37.5 \text{ кг}$; $\gamma = 1.2 \cdot 10^{-5} \text{ 1/К}$.

Результат расчета: $\Delta T \cong 300^\circ\text{C}$; $Q \cong 3.1 \text{ МДж} \cong 10^{17}$ делений.

Совпадению двух разных оценок величин энерговыделения не следует придавать слишком большого значения, поскольку при их проведении было допущено достаточно много существенных приближений, однако представляется разумным принять для дальнейшего $Q = 10^{17}$ делений.

При работе реактора на номинальной мощности 10 кВт такая энергия выделится за 320 с, т.е. количество образованных за вспышку радионуклидов существенно меньше количества нуклидов, накопленных в активной зоне при предшествующей работе реактора (длительность облучения не более часа). Поэтому при оценке радиационных последствий СЦР образование радионуклидов во вспышке можно не принимать во внимание и рассматривать выход только накопленных про-

дуктов деления в результате нарушений герметичности активной зоны, вызванной вспышкой мощности.

Технические последствия гипотетической аварии. Энергия деления Q выделяется в топливе за микросекунды и вызывает скачок его температуры на 300°C . Такой скачок температуры топлива не приводит к перекрытию зазора между таблетками топлива и оболочкой твэла (зазор в среднем уменьшается на 0.01 мм). Если предположить, что происходит случайное «закусывание» разогретым топливом холодной оболочки, то возникает растягивающее напряжение оболочки. Это приводит к ее равномерному удлинению всего на 0.4% при запасе пластичности оболочки 20% , т.е. не следует ожидать нарушения ее герметичности и выхода продуктов деления из под оболочки после всплеска мощности. Следовательно, гипотетическая авария в таких приближениях не приводит к каким-либо радиационным последствиям. Однако их оценка необходима, и для этого требуются дополнительные предположения о механизмах выхода радионуклидов из под оболочки. Для верхней оценки выхода предположим, что вследствие скрытого дефекта оболочки и концентрации в нем растягивающего напряжения может происходить разгерметизация твэла. Примем, что 1% твэлов обладают такими скрытыми дефектами (что является тоже верхней оценкой).

РАДИАЦИОННЫЕ ПОСЛЕДСТВИЯ ГИПОТЕТИЧЕСКОЙ АВАРИИ

Выход радионуклидов из активной зоны. Принимается, что в результате всплеска мощности

- негерметичными оказываются 1% твэлов (пять твэлов);
- после разогрева первого контура происходит его разгерметизация с выходом образовавшейся паровой фазы в помещение реактора;

Таблица 2

Нуклидный состав и активность аварийного выброса в реакторное помещение РУ МАРС (в момент аварии)

Нуклид	Активность, Бк	Нуклид	Активность, Бк
H^3	$2.22\text{E}+07$	I^{135}	$1.87\text{E}+09$
$\text{Kr}^{85\text{m}}$	$1.08\text{E}+10$	Cs^{134}	$3.76\text{E}+03$
Kr^{85}	$3.44\text{E}+08$	Cs^{136}	$6.62\text{E}+05$
Kr^{87}	$5.06\text{E}+10$	Cs^{137}	$3.32\text{E}+07$
Kr^{88}	$4.26\text{E}+10$	Ce^{141}	$1.56\text{E}+08$
Kr^{89}	$1.33\text{E}+11$	Ce^{143}	$1.70\text{E}+08$
$\text{Xe}^{131\text{m}}$	$9.29\text{E}+07$	Ce^{144}	$1.35\text{E}+08$
$\text{Xe}^{133\text{m}}$	$5.13\text{E}+08$	Pr^{143}	$1.45\text{E}+08$
Xe^{133}	$1.69\text{E}+10$	Pr^{144}	$1.34\text{E}+08$
$\text{Xe}^{135\text{m}}$	$1.23\text{E}+10$	Pm^{147}	$6.36\text{E}+07$
Xe^{135}	$1.43\text{E}+10$	Cr^{51}	$9.28\text{E}+01$
Xe^{137}	$1.77\text{E}+11$	Co^{60}	$1.83\text{E}-01$
I^{131}	$4.18\text{E}+08$	Fe^{55}	$1.69\text{E}+01$
I^{132}	$6.24\text{E}+08$	Fe^{59}	$2.38\text{E}+00$
I^{133}	$1.02\text{E}+09$	Ni^{63}	$4.17\text{E}-01$
I^{134}	$6.65\text{E}+09$	Ni^{65}	$8.02\text{E}+00$

- жидкая фаза остается внутри установки;
- радионуклиды из дефектных твэлов выходят в паровую фазу и затем в реакторное помещение;
- в паровую фазу выходят 100% ИРГ (инертных радиоактивных газов), 5% йода (происходит в элементарной (98%) и органической (2%) формах), 1% цезия, а также все продукты активации конструкционных материалов в контуре теплоносителя (предположительно, что они накапливались один год).

Более подробно перечисленные приближения обсуждались в [3].

Нуклидный состав рассчитывали, полагая, что к моменту аварии реактор проработал более года (к этому времени устанавливается близкий к равновесному состав осколков деления, который приведен в табл. 2).

Мощность поглощенной дозы в помещении реактора. Для оценки последствий запроектной аварии и возможности проведения ремонтных работ был рассмотрен консервативный сценарий протекания аварии, при котором после аварийной вспышки СЦР в течение часа персонал производит эвакуацию пациента из бокса реактора, закрывает бокс герметичной дверью, оставляет включенной вентиляцию. При таком сценарии индивидуальная эффективная доза облучения персонала и пациента составит около 8 мЗв (0.8 бэр) – чуть более трети предела дозы за год, установленного НРБ-99 для персонала группы А, основная составляющая которой – внутреннее облучение (7.0 мЗв) за счет ингаляции (в консервативном предположении того, что персонал не пользуется средствами защиты органов дыхания). Расчетная динамика изменения мощности дозы облучения в боксе размещения реактора с момента начала аварии приведена на рис. 3.

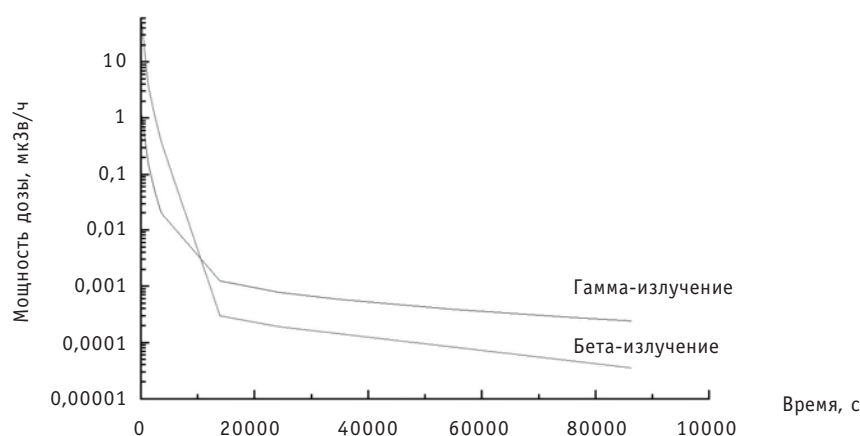


Рис. 3. Динамика изменения мощности дозы излучения в боксе размещения РУ МАРС

Приблизительно через четыре часа активность, выброшенная в объем бокса, осядет на поверхности оборудования, пола и стен, и будет удалена системой вентиляции бокса на фильтры (и частично выброшена в окружающую среду), а также уменьшится за счет радиоактивного распада, вследствие чего будет исчерпан основной канал дозообразования.

Поскольку вентиляция продолжает работу в процессе аварии, то объемные концентрации ИРГ и изотопов йода (основных дозообразующих нуклидов) будут существенно снижаться.

Мощность поглощенной дозы в окружающей среде. Предполагается, что выброс радиоактивности осуществляется через окно сброса вытяжной вентиляции на крыше 9-этажного здания клиники (высота 30 м) в его аэродинамическую

ть. Эффективность фильтров системы вентиляции консервативно принималась равной 0.99. Радиационные последствия оценивались с использованием гауссовой модели переноса примесей в атмосфере. Расчетные величины доз внешнего и внутреннего облучения, а также эффективной дозы для расстояний 50–10000 м от корпуса клиники, приведенные в табл. 3, демонстрируют уверенное непревышение годового предела дозы для населения (1 мЗв), устанавливаемого НРБ-99 для населения при нормальной работе.

Таблица 3

Расчетные величины доз для населения за один год после аварии, мкЗв

Расстояние от клиники, м	Эффективная доза, мкЗв	Доза внешнего облучения, мкЗв	Доза внутреннего облучения щитовидной железы, мкЗв
50.0	1.86E+00	1.82E+00	9.95E-01
150.0	1.07E+00	1.04E+00	6.08E-01
300.0	6.59E-01	6.43E-01	3.56E-01
500.0	4.18E-01	4.08E-01	2.10E-01
750.0	7.00E-02	6.80E-02	4.17E-02
1000.0	6.72E-02	6.54E-02	3.98E-02
3000.0	5.67E-02	5.60E-02	1.44E-02
5000.0	2.69E-02	2.66E-02	7.18E-03
7000.0	1.70E-02	1.68E-02	2.64E-03
10000.0	1.01E-02	1.01E-02	1.23E-03

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Даже при гипотетической аварии реактора МАРС не происходит значимого облучения населения и загрязнения окружающей среды (территории медицинского центра и прилегающих районов города), а персонал своими силами способен устранить ее последствия с допустимым превышением ПД, устанавливаемых НРБ-99 для работы в нормальных условиях.

Литература

1. Казанский Ю.А., Левченко В.А., Белугин В.А. и др. Нейтронно-физические и технические характеристики специализированного медицинского реактора МАРС/Отчет УДК 621.039.5(035.5)(091.2)(0.23) ЭНИМЦ «Моделирующие системы». Обнинск, 2005.
2. Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР/Отчет LA -13638. Редакционная версия 2003. – Лос-Аламос, Нью-Мексико 87545, США.
3. Казанский Ю.А., Кураченко Ю.А., Левченко В.А., Матусевич Е.С., Мухамадиев Р.И., Орлов М.Ю. Ядерная и радиационная безопасность реакторной установки МАРС/Х Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (Обнинск, 1–4 октября 2007 г.): Тез. докл. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С. 46-47.

Поступила в редакцию 1.03.2012

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 621.039.586**

Assessment of Consequences Hypothetical Nuclear Accident of the Reactor MARS Installation \Yu.A. Kazanskiy, E.S. Matusevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 6 pages, 3 tables 3 illustrations. – References, 3 titles.

The assessment of radiating consequences of hypothetical nuclear accident of the medical reactor MARS is given. It is shown that there is no significant radioactive irradiation of the population and environmental pollution, and the personnel is by own efforts capable to eliminate its consequences.

УДК 621.039.586

The mathematical Model of Prompt-Critical Disassembly Excursion of an LMFBR \M.V. Kascheev, I.A. Kuznetsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 11 pages, 4 illustrations. – References, 12 titles.

The mathematical model of processes of prompt-critical disassembly excursion of an LMFBR is developed. The model is realized in two-dimensional program ANPEX which allows to calculate accident development at occurrence of secondary criticality in the fused core. The description of results of testing of the program and results of calculation of stage of instant criticality by means of code ANPEX for BN-600 is given.

УДК 621.039.51

The Beryllium Reflector Effects on Neutron-Physical Characteristics of the VVR-c Reactor Core \O.Yu. Kochnov, V.V. Kolesov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 4 pages, 7 tables. – References, 1 title.

The paper presents the results of neutron-physical calculations of the modified reactor core of the VVR-c. As a result of computational research we showed a significant increasing of the reactivity margin when beryllium reflector blocks are introduced into the reactor core of the VVR-c.

УДК 621.039.534

Possibility of the Usage of the Lead Enriched with the Isotope Lead-208 from Thorium Ores and Minerals for Nuclear Energy Needs \G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin, A.A. Valter; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 13 pages, 3 tables, 8 illustrations. – References, 26 titles.

In the paper the usage of radiogenic lead recovered from thorium ores and minerals is investigated as a possible liquid heavy metal coolant for Fast Reactors (FRs) and Accelerator Driven Systems (ADSs). This radiogenic lead is strongly enriched with Pb-208 isotope, which is characterized with very low neutron capture cross sections at low and intermediate energies (5 eV-50 keV). The FR or ADS coolant based on Pb-208 is very attractive material from the view point of neutronics that brings the possibility of minimization of fuel loading, enhancing fuel breeding and transmutation of long-lived fission products, geological and economical aspects of acquisition of large quantities of radiogenic lead are discussed. Nowadays in the Russian Federation and the Ukraine loparit ores and monazite minerals are reprocessed for production of rare metal raw. Thorium and lead are not required now and they are deposited in sludge. The conclusion is made that to obtain the minimum amount of required in future radiogenic lead (65 t/year) for small sized FRs and ADSs the very large quantities of ores or minerals must be reprocessed and acquisition of radiogenic Pb-208 can be economically acceptable as a co-product of rear metal raw.

УДК 621.039.58

Optimal Management by NPP Equipment Lifetime. Calculation Procedures \O.M. Gulina, N.L. Salnikov, V.P. Politukov, V.S. Arefiev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 7 titles.

Linear stochastic filter algorithm is developed for steam generator heat-exchanged tubes assembly. Due to large dimension of mathematical model there are some criteria are formulated and Excel is choose as media for filter algorithm realization. The model researching is performed: analysis of model to different parameters, including efficiency of preventive measures performed.