

ОЦЕНКА УВЕЛИЧЕНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ^{99}Mo ПРИ РАЗЛИЧНЫХ КОМПОНОВКАХ АКТИВНОЙ ЗОНЫ НА РЕАКТОРЕ ВВР-ц

О.Ю. Кочнов*, В.В. Колесов, Р.В. Фомин****

*Обнинский филиал ГНЦ РФ НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск

** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Рассмотрены возможности увеличения наработки ^{99}Mo с помощью модернизации урансодержащих мишеней и размещения бериллиевых блоков в активной зоне реактора ВВР-ц. Обнаружено, что существует резерв увеличения наработки изотопа медицинского назначения ^{99}Mo для производства радиофармпрепаратов.

Ключевые слова: реактор ВВР-ц, наработка ^{99}Mo , блоки бериллиевого замедлителя.

Key words: WWR-c reactor, ^{99}Mo production, beryllium moderator.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время расширение производства радионуклида медицинского назначения ^{99}Mo для диагностики онкологических заболеваний по-прежнему является актуальным. Поэтому увеличение наработки этого изотопа в филиале НИФХИ им. Л.Я. Карпова (г. Обнинск) является важной народно-хозяйственной задачей. Основное внимание при этом может уделяться модернизации мишеней, располагающихся в технологическом канале, и использованию бериллиевых блоков в активной зоне реактора.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В работе [1] была представлена прецизионная модель активной зоны реактора ВВР-ц, позволяющая проводить расчетные исследования по улучшению наработки ^{99}Mo в технологических каналах. Увеличение наработки ^{99}Mo может быть получено с помощью как модернизации мишеней, так и улучшения нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора. Такое улучшение может быть получено с помощью введения в активную зону бериллиевых блоков [2].

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Были проведены расчеты выхода ^{99}Mo в стандартной (рис. 1) и модернизированной (рис. 2) мишени, помещаемой в технологический канал 4-1 реактора ВВР-ц в процессе кампании. Химический состав сплава САВ-I, используемый в качестве оболочек твэлов, по ОСТ 190048-72 (изменение №3): Al – основа, Mg – 0.45–0.9%, Si – 0.7–1.2%, Fe – 0.2%, Cu – 0.012%, Mn – 0.012%, Ni – 0.03%, Ti – 0.012%, В – 0.00012%, Cd – 0.0001%, Zn – 0.03%, прочие – 0.07%.

© О.Ю. Кочнов, В.В. Колесов, Р.В. Фомин, 2013

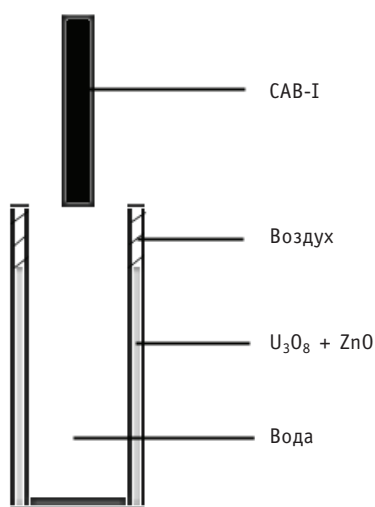


Рис. 1. Детализация стандартной мишени «стакан в стакане» для производства ^{99}Mo в модели активной зоны реактора ВВР-ц

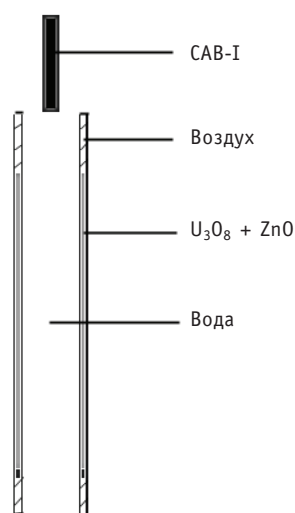


Рис. 2. Детализация модифицированной мишени «труба в трубе» с проточным охлаждением для производства ^{99}Mo в модели активной зоны реактора ВВР-ц

Модернизация мишени (рис. 2) заключалась в создании быстроразборной¹ мишени «труба в трубе». Такого типа мишени ранее в Российской Федерации не использовались. Между внутренней и наружной трубами помещается смесь ^{235}U (90%) и оксида цинка. Одновременно в канал устанавливается не более двух мишеней. За счет конструкции в модернизированной мишени можно обеспечить охлаждение протекающей через нее водой, что невозможно для случая «стакан в стакане». При установке двух мишеней на всю высоту активной зоны канала более полно, чем при установке четырех мишеней (три места под головку), используется пространство канала.

Длительность кампании составляла 72 часа работы реактора на номинальной мощности 10 МВт с последующей выдержкой мишени в течение 24 часов. При этом нейтронно-физические параметры активной зоны изменялись посредством введения бериллиевых блоков в разные места активной зоны. На рисунке 3 приводятся различные компоновки активной зоны с использованием бериллиевых блоков, которые использовались в расчетах.

Размеры бериллиевых блоков имеют ряд ограничений:

- при установке в ячейки активной зоны вместо ТВС наружные геометрические размеры полностью соответствующим размерам ТВС;
- при установке на краю активной зоны бериллиевый блок представляет собой обрезанный сегмент по кромке активной зоны стандартного блока;
- боковые зазоры между ТВС, бериллиевыми блоками и сепаратором для протока теплоносителя сохраняются.

При отсутствии бериллиевых блоков пространство активной зоны заполнено теплоносителем (дистиллированной водой).

Расчетные исследования по использованию бериллия в качестве отражателя для улучшения нейтронно-физических свойств реактора ВВР-К, аналогичного по конструкции реактору ВВР-ц, было проведено в [3]. В работе [2] приводятся анало-

¹ Одно из основных требований к мишени для наработки ^{99}Mo является удобство и быстрота переработки в условиях «горячей» камеры.

гичные результаты для реактора ВВР-ц. Было показано, что использование бериллия в качестве отражателя позволяет увеличить плотность потока нейтронов в экспериментальных каналах на 10%. Расчеты проводились для бериллиевых блоков, т.к. они имеются в наличии и могут быть установлены в активную зону реактора.

В работе проведены сравнительные расчеты выхода ^{99}Mo для стандартной и модифицированной мишеней в стандартной активной зоне и в активной зоне с бериллиевым отражателем в различных вариантах размещения бериллиевого отражателя в активной зоне. Рассматривались четыре варианта активной зоны (рис. 3):

- без бериллиевых блоков (стандартная);
- два бериллиевых блока располагаются по периметру активной зоны в непосредственной близости от экспериментального канала;
- бериллиевые блоки располагаются по всему периметру активной зоны;
- бериллиевые блоки окружают экспериментальный канал.

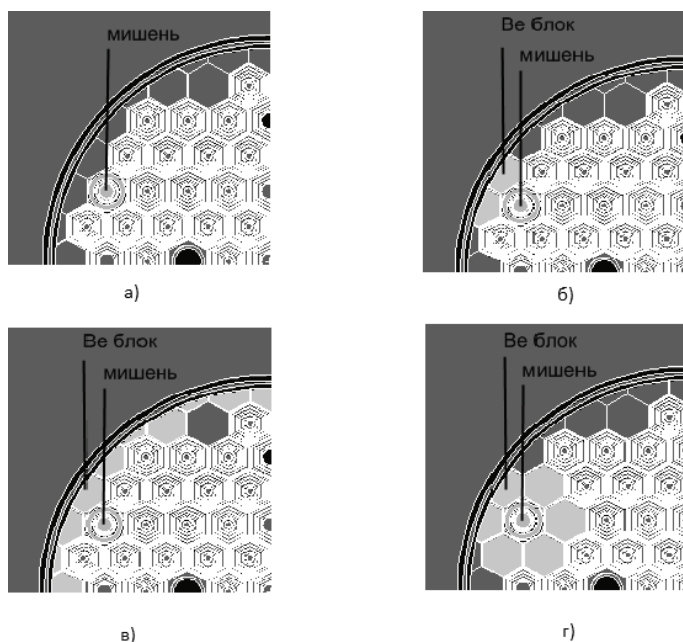


Рис. 3. Активная зона реактора ВВР-ц: а) без бериллиевых блоков; б) с двумя бериллиевыми блоками; в) с бериллиевыми блоками, расположенными по периметру активной зоны; г) с бериллиевыми блоками, окружающими технологический канал 4-1

На рисунке 4 приводится расположение стандартных мишеней в экспериментальном канале. Расположение модернизированных мишеней аналогично с учетом того, что их в экспериментальном канале располагается две единицы.

На рисунках 5 и 6 приводится зависимость плотности потока тепловых нейтронов (до 0.2 эВ) в стандартной и модернизированной мишенях при различных вариантах расположения бериллиевых блоков в активной зоне. Как видно из графиков, как для стандартной, так и для модернизированной мишени тепловые нейтронные потоки (до 0.2 эВ) максимальны для четвертого варианта (экспериментальный канал окружен бериллиевыми блоками). Это дает возможность утверждать, что в реакторе ВВР-ц с тепловым спектром нейтронов можно получить увеличение наработки ^{99}Mo , используя бериллиевые вставки.

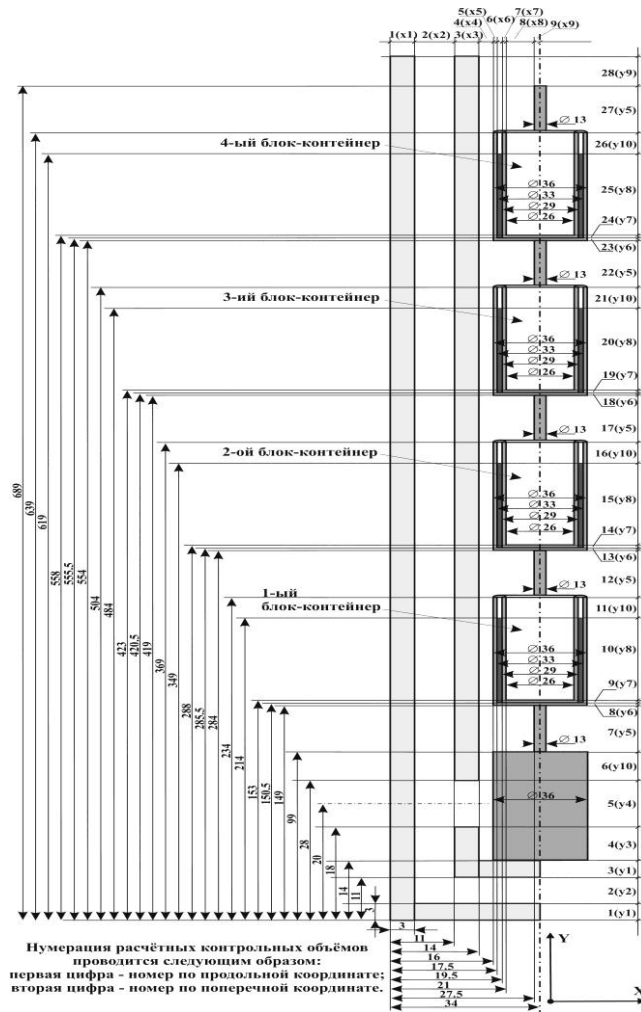


Рис. 4. Расположение стандартных мишеней в экспериментальном канале

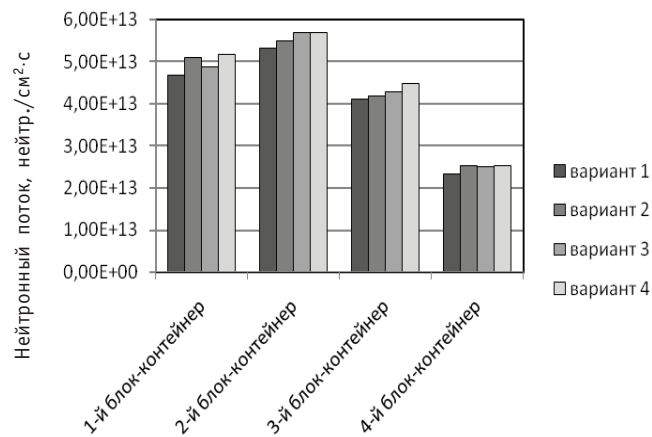


Рис. 5. Зависимость плотности потока тепловых нейтронов в стандартной мишени для различных вариантов размещения бериллиевого отражателя в активной зоне

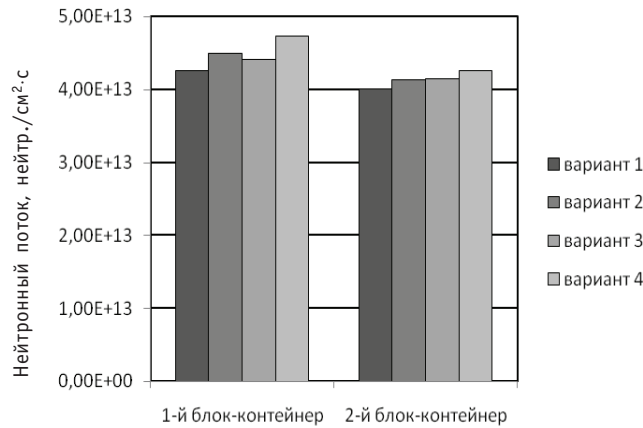


Рис. 6. Зависимость плотности потока тепловых нейтронов в модернизированной мишени для различных вариантов размещения бериллиевого отражателя в активной зоне

Результаты расчетов выхода ⁹⁹Mo (в Ки) для стандартной мишени приводятся в табл. 1, а для модернизированной – в табл. 2.

Таблица 1

Результаты расчетов выхода ⁹⁹Mo (в Ки) для стандартной мишени при различных вариантах расположения бериллиевых блоков в активной зоне

№ варианта	Первая снизу мишень	Вторая снизу мишень	Третья снизу мишень	Четвертая снизу мишень	Суммарный выход
1	125	143	110	62	440
2	136	147	112	68	463
3	131	153	115	67	466
4	138	150	118	66	473

Таблица 2

Результаты расчетов выхода ⁹⁹Mo (в Ки) для модернизированной мишени при различных вариантах расположения бериллиевых блоков в активной зоне

№ варианта	Первая снизу мишень	Вторая снизу мишень	Суммарный выход
1	373	355	728
2	385	359	744
3	393	364	757
4	410	384	795

Результаты, приведенные в таблицах, доказывают, что модернизированная мишень позволяет в 1.7 раза увеличить наработку ⁹⁹Mo. Использование бериллиевых вставок позволяет также увеличить наработку ⁹⁹Mo. Например, для четвертого варианта это увеличение составляет 7.5% для стандартной мишени и более 9% – для модернизированной.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетов показывают заметное увеличение выхода ^{99}Mo при размещении бериллия в активной зоне реактора ВВР-ц, которое составляет до 7.5% для стандартной мишени и свыше 9% – для модифицированной. Как видно из графиков, это увеличение достигается за счет некоторого смягчения спектра.

Следует отметить увеличение (до 65–70%) суммарного выхода ^{99}Mo при замене стандартной мишени на модернизированную. Поскольку задача увеличения производства ^{99}Mo комплексная, то возможно и увеличение кампании облучения мишеней и повышение плотности нейтронного потока в мишени (уровня мощности реактора) и т.д. В статье не учитываются эти факторы. В работе также не исследовались вопросы соответствия активной зоны с бериллиевыми вставками требованиям норм безопасности.

Таким образом, для реактора ВВР-ц существует резерв увеличения наработки изотопа медицинского назначения ^{99}Mo для производства радиофармпрепаратов без изменения расходов на облучение мишени.

Литература

1. Колесов В.В., Кочнов О.Ю., Волков Ю.В., Украинцев В.Ф., Фомин Р.В. Создание прецизионной модели реактора ВВР-ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки ^{99}Mo и других радионуклидов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №4. – С. 129-133.
2. Кочнов О.Ю., Колесов В.В. Влияние бериллиевого отражателя, помещенного в активную зону реактора ВВР-ц на ее нейтронно-физические характеристики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №2.
3. Аринкин Ф.М., Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х. и др. О возможности использования бериллиевого отражателя в существующей активной зоне реактора ВВР-К // Вестник НЯЦ РК. – 2008. – Вып. 4. – С. 106-112.

Поступила в редакцию 13.09.2012

compensation is used in the even iterations and is absent in uneven iterations. The numerical tests demonstrate high efficiency of developed IFM schemes. Proposed schemes are implemented into several 3D codes of neutron kinetics and are used in the practical calculation by the fast neutron reactor code GVA and by the code WIMS-ВОЛНА for the VVER-1000 reactor life-time calculation.

УДК 629.76:629.78

On the Conversion of Thermal Energy of Nuclear Reactor into Directional Flow Energy of Electromagnetic Radiation in Nuclear-Photon Engine \ A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, N.I. Loginov, A.S. Mikheev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 4 titles.

Questions of direct conversion of thermal energy of the nuclear-photon engine into the energy of directional flow light radiation have been discussed. Possible design options of this converter differing in their irradiators geometrical forms have been highlighted, with comparative analysis of these options

УДК 621.039.534.6

Calculation of Mass Exchangers for Providing Specific Oxygen Regime in Heavy Liquid Metal Coolant \ A.Yu. Legkikh, P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyllin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 12 pages, 1 tables, 5 illustrations. – References, 5 titles.

Technical implementation of solid-phase method for adjustment of oxygen content in lead alloys coolants, developed by IPPE, is realized by means of specially designed devices – mass exchangers which are a significant component of heavy liquid-metal coolant technology. On the design stage of mass exchanger it is necessary to calculate major features of mass exchanger. At this paper the calculation method of mass exchangers with solid-phase oxygen source (lead oxide) is described which allows to estimate the major features of apparatus and to predict it changes in depend on operating time.

УДК 532.526.4:621.039.533.34

The Modeling of Subheated Coolant Influence on Temperature Measurement at the Exit of Fuel Rod Assamly in WWER-1000 reactor \ Belozеров V.I., Varseev E.V., Kolesov V.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 1 tables, 3 illustrations. – References, 15 titles.

Errors in measurement of bulk temperature at the core exit of WWER-1000 reactor depends on the flow of relatively cold coolant through the control rod guide thimble tube in the fuel assemblies – so called “absorber” effect. The problem of temperature field modeling at the exit from WWER-1000 reactor core was solved in order to predict influence of such effect on thermocouple registrations along reactor radius at reactor measurements. The problem was solved in two stages. Energy release within the core elements of serial WWER-1000 reactor was calculated using the neutron transport code MCNP. The temperature field was calculated by using the OpenFOAM CFD package and heat release distribution, obtained at first stage of calculations. The results, obtained with developed methodology, are in good agreement with the reactor measurements results and researches of other authors. Obtained data allowed evaluating influence of the “absorber” effect at measurements in different position along core radius of WWER-1000 reactor.

УДК 621.039.546

Numerical and Experimental Investigation of the Model Steam Generator Reactor Facility BREST-OD-300 \ V.A. Grabezhnaya, A.S. Mikheev, Yu.Yu. Stein, A.A. Semchenkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 3 tables, 6 illustrations. – References, 5 titles.

The paper presents the results of testing the 3-tubes model of steam generator reactor facility BREST-OD-300, heated by liquid lead, at subcritical (18 MPa) and supercritical (25 MPa) pressure of the water at a flowrate – 80, 100 and 120% of the nominal value. The experimental data are compared with numerical simulation using the code RELAP5/mod 3.2.

УДК 621.039.51

Assessment of the Increasing in ⁹⁹Mo Production for Different WWR-c Reactor Core Compositions \ O.Yu. Kochnov, V.V. Kolesov, R.V. Fomin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 6 pages, 3 tables, 6 illustrations. –

References, 3 titles.

The possibility of increasing in ^{99}Mo production with WWR-c reactor core and uranium-containing targets modernization have been discussed in this paper. We found that there is a large possibility of ^{99}Mo production increasing.

УДК 577.34

Study of the Dependence of Fluctuating Asymmetry in Plants of the Size of Radioactive Contamination | Gorshkova T.A., Churyukin R.S., Karaguzova O.A., Amosova N.V., Pavlova N.N., Martirosyan Y.M., Vlasova O.P., Simakova I.M.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 9 tables. – References, 11 titles.

The article is devoted investigation of the dependence fluctuating asymmetry of leaves of three plant species of background radiation and activity of radioactive cesium in the Ulyanovsk region, contaminated by the Chernobyl accident. A correlation analysis found a similar reaction of plants in the contaminated area. This suggests that the studied species can be used for biological indication of this type of anthropogenic environmental changes.

УДК 539.1.074.3

Nitrogenous Explosives Detection by Neutron-Radiation Method Using Gamma Radiation Heterogeneous Scintillation Detector | Yudov A.A., Sokolov Yu.A., Chernukhin Yu.I.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 8 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References, 6 titles.

This paper describes a heterogeneous scintillation detector (HSD) which can increase the sensitivity and reliability of explosives (HE) detection. The HSD consists of alternating layers of converting material where gamma quanta transform into electrons and positrons, and of detecting material where the energy of charged particles is transformed into light scintillations. Spectral sensitivity of the HSD can be varied by selecting thickness and number of layers. Thickness of the layers can be chosen so that charged particles which created in the converting layers can be registered in two or more scintillation layers. The calculations results of detection sensitivity of nitrogenous explosives by neutron-radiation method using HSD was presented. It was shown that the sensitivity of the described method using an optimal HSD would be significantly higher than in the traditional formulation of such measurements using large NaI (Tl) detectors, and in the future can be reduced to ~ 100 – 200 grams of TNT at the time of measurement less than one minute.

УДК 621.039.52:615.849.1

Modeling of Hyperthermia at Stabilizing Percutaneous Vertebroplasty | N.K. Voznesensky, N.V. Bogdanov, S.L. Dorokhov, Yu.G. Zabaryansky, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Kurachenko, V.A. Levchenko, Yu.S. Mardynsky, N.N. Voznesenskaya; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 11 pages, 9 tables, 9 illustrations. – References, 20 titles.

For modelling of the local irradiation and hyperthermia synergetic at the radionuclide vertebroplasty, the study of the temperature fields caused by bone cement polymerization is carried out. Two groups of experiments involving the non-stationary temperatures distribution measurements were done, namely, the cement polymerization a) in the isolated cuvette, and b) in a vertebra. For experiments numerical modeling, the 3D non-stationary KANAL code applied in thermohydraulics of nuclear power installations is adapted. The consistency of measured data and simulated ones is obtained for temperature distributions, the spatial and time-dependent as well. The most important is the closeness in experimental and simulating temperature maximum value at cement polymerization in a vertebra. The executed study grants the theoretical support of vertebroplasty in two aspects: a) by providing with the developed calculation techniques, and b) by estimating the curative effect because of the bone tissue heating.