

THE INTERNATIONAL PROJECT ON INNOVATIVE NUCLEAR REACTORS AND FUEL CYCLES (INPRO)

V.M. Mourogov, J. Kupitz, F. Depisch
International Atomic Energy Agency (IAEA)



В настоящее время закончен этап 1А проекта INPRO. На последней конференции в мае 2003 г. оргкомитет утвердил итоговый доклад, который был опубликован в конце июня 2003. В этой статье содержатся основные результаты, полученные в рамках проекта; приводятся основные принципы и требования в следующих областях: экономика, окружающая среда, безопасность, обращение с отходами, защищенность от нераспространения и взаимосвязанные вопросы; также представлено описание методологии.

1. INTRODUCTION

The main objectives of INPRO are to:

- Help to ensure that nuclear energy is available to contribute in fulfilling energy needs in the 21st century in a sustainable manner; and to
- Bring together both technology holders and technology users to consider jointly the international and national actions required to achieve desired innovations in nuclear reactors and fuel cycles.

In order to set out the boundary conditions for the desired innovations of nuclear energy systems, in Phase 1A, INPRO established several task groups to define:

- *Prospects and Potentials* of nuclear power within the next 50 years;
- *User Requirements* for innovative nuclear energy systems (INS) in the area of *Economics, sustainability and Environment, Safety, Waste Management, Proliferation Resistance, and Cross Cutting Issues*; and
- *Methodology for Assessment* of INS.

The results achieved by INPRO as of the end of May 2003 are summarized below [1].

2. PROSPECTS AND POTENTIALS

In the area of *Prospects and Potentials* of nuclear power, three topics are briefly discussed: past developments and the current role of nuclear energy, issues surrounding the use of nuclear power, and the potential role of nuclear energy systems in meeting the demand for energy in the 21st century. Early developments in civilian nuclear power were characterized by the need to keep pace with the high energy growth rates of the post-war period, which gave rise to ambitious plans for thousands of GW(e) of nuclear capacity to be installed by the end of the 20th century. But the deployment of nuclear power slowed, primarily because of a decline in the growth of energy demand in the developed countries. Other factors also contributed, such as serious accidents at Three

¹ Approved for publication as IAEA TECDOC-1362

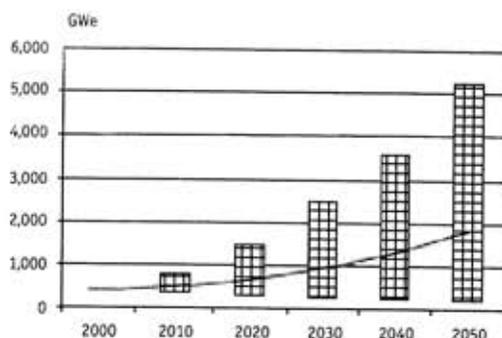


Fig. 1. Range of nuclear power in SRES scenarios, 2000-2050. Solid line represents median

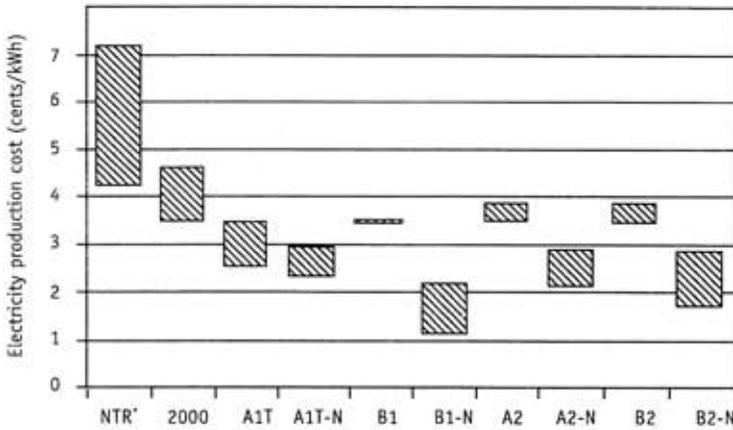
Mile Island and Chernobyl and concerns about the long-term management of spent fuel and high level waste, and about nuclear proliferation.

While expansion of the number of plants has slowed, one very significant recent development has been the steady improvement in availability factors, equivalent to the construction of about 33 new nuclear power plants. The result is that nuclear power has retained its 16% share of global electricity production. Currently, new additions to nuclear capacity are centred in Asia, but signs of revitalization in western Europe and in North America are visible.

The results of a Special Report on Emission Scenarios (SRES), commissioned by the Intergovernmental Panel on Climate Change (IPCC) in 1996, and published in 2000, have been used to examine the expectations and potential for nuclear energy in the 21st century. The SRES presents 40 reference scenarios, grouped according to four storyline families, extending to 2100. Global primary energy grows between a factor of 1.7 and 3.7 from 2000 to 2050, with a median increase by a factor of 2.5 (see Figure 1). Electricity demand grows almost 8-fold in the high economic growth scenarios and more than doubles in the more conservational scenarios at the low end of the range. The median increase is by a factor of 4.7. Moreover, nuclear energy plays a significant role in nearly all the 40 SRES scenarios, including the four analysed in INPRO.

This contrasts with near-term projections by the IAEA, OECD/IEA and US DOE Energy Information Administration that show a declining nuclear share in global electricity production in coming decades, and little or no nuclear movement into energy applications beyond electricity. The difference between these more pessimistic near-term projections and a truly substantial future contribution of nuclear energy - one that takes nuclear's percentage of the world's primary energy supply well beyond today's single digits to 20%, 50% or more - is innovation. Innovation represents the driving force for continuous development of nuclear technologies leading to INS that will be superior to existing plants. These systems comprise not only electricity generating plants, but they also include, e.g., plants (of various size and capacity) for high-temperature heat production, district heating and sea water desalination, to be deployed in developed regions as well as in developing countries and countries in transition.

INS therefore can play an important role in meeting Ms rapidly expanding world energy demand, consistent with the principle of sustainable development, i.e. meeting the needs of current generations without compromising the ability of future generations to meet their needs. To achieve this objective the issues on which debate concerning the future role of nuclear energy is most often focused need to be addressed. These issues are: economic competitiveness, safety, waste management, proliferation resistance and physical protection, and last, but not least, sustainability and environment.



NTR* = Nuclear Technology Review (IAEA); 2000 = SRES Input in the year 2000

Fig. 3. Ranges for electricity production costs (exclusive of fuel costs) in 2050 for nuclear power plants in eight scenarios

the areas of safety, waste management, sustainability, and proliferation resistance will also contribute to investor confidence.

Table 1

Example for a User Requirement and Criteria related to Economic Principle 2 (In total, INPRO has defined 2 Principles and 5 User Requirements for Economics)

Basic Principle 2: Innovative Nuclear Energy Systems must represent an attractive investment compared with other major capital investments		
User Requirement	Criteria	
	Indicator	Acceptance Limit
<i>The total investment required to design, construct, and commission innovative nuclear energy systems, including interest during construction, must be such that the necessary investment funds can be raised.</i>	Total investment.	Investment in INS enable a return comparable with or better than that required to deploy a competing energy technology of comparable size.
	Project construction and commissioning times.	Times comparable to alternative projects. Schedules met.

4. SUSTAINABILITY AND ENVIRONMENT

Internationally there exists strong interest and support for the concept of sustainability, as documented in the report of the Bruntland Commission, the Rio declarations, etc. There is a prima facie case that nuclear power supports sustainable development by providing much needed energy with relatively low burden on the atmosphere, water, and land use. Further deployment of nuclear power would help to

Table 2

Example for a User Requirement and Criteria related to Basic Principle 2 of Sustainability (In total, INPRO has defined 2 Principles and 4 User Requirements for Sustainability)

Basic Principle 2: Fitness for Purpose <i>The innovative nuclear energy system must be capable of contributing to energy needs in the future while making efficient use of non-renewable resources.</i>		
User Requirements	Criteria	
	Indicator	Acceptance Limit
<i>The system should be able to meet a significant fraction of the world's energy needs during the 21st century without running out of fissile/fertile material and other non-renewable materials, with account taken of reasonably expected uses of these materials external to the energy system.</i>	F_{ci} : Fuel i consumed in 100 yrs (Mg).	$F_{oi} \leq (F_{pri} + F_i) F_{pri}$: Fuel i proven reserves (Mg), and F_n Fuel i reprocessed in 100 yrs (Mg).
	M_{ci} : Critical material i consumed in 100 yrs (Mg).	$M_{ci} \leq M_{pri}$ M_{pri} : Proven reserves of critical material i (Mg)
	$B_{up} = E / U$ B_{up} : burnup. E : provided energy (Mwd). U : consumed fissile material (Mg).	$B_{up} > B_{upRef}$ B_{upRef} : reference burnup.

alleviate the environmental burden caused by other forms of energy production, particularly the burning of fossil fuels. INPRO has set out two Basic Principles related to *Sustainability*, one dealing with the acceptability of environmental effects caused by nuclear energy and the second dealing with the capability of INS to deliver energy in a sustainable manner in the future. Protection of the environment from harmful effects is seen to be fundamental to sustainability. Adherence to the principle that the present generation should not compromise the ability of future generations to fulfil their needs, requires that the future be left with a healthy environment. Notwithstanding the major environmental advantages of nuclear technology in meeting global energy needs, the potential adverse effects that the various components of the nuclear fuel cycle may have on the environment must be prevented or mitigated effectively to make nuclear energy sustainable in the long term. Environmental effects include: physical, chemical or biological changes in the environment; health effects on people, plants and animals; effects on quality of life of people, plants and animals; effects on the economy; use/depletion of resources; and cumulative effects resulting from the influence of the system in conjunction with other influences on the environment. Both radiological and non-radiological effects as well as tradeoffs and synergies among the effects from different system components and different environmental stressors need to be considered.

To be sustainable the system must not run out of important resources part way through its intended lifetime. These resources include fissile/fertile materials, water (when supplies are limited or quality is under stress) and other critical materials. The system should also use them at least as efficiently as acceptable alternatives, both nuclear and non-nuclear (see Table 2 for an example of the corresponding Basic Principles, User requirements and Criteria).

All relevant factors (sources, stressors, pathways, receptors and endpoints) must be accounted for in the analysis of the environmental effects of a proposed energy system, and the environmental performance of a proposed technology needs to be evaluated as an integrated whole by considering the likely environmental effects of the entire collection of processes, activities and facilities in the energy system at all stages of its life cycle.

5. SAFETY OF NUCLEAR INSTALLATIONS

In the area of *Safety of Nuclear Installations*, INPRO recognizes that extensive work has been done prior to INPRO to establish safety requirements included in documents such as the Advanced Light Water Reactor Utility Requirements prepared by EPRI, the European Utility Requirements prepared by European Utilities, IAEA Safety Standards Series, e.g., Safety Guides, and INSAG documents. The safety Principles and Requirements developed within INPRO are based on extrapolation of current trends and seek to encompass the potential interests of developing countries and countries in transition. For nuclear reactors, the fundamental safety functions are to control reactivity, remove heat from the core, and confine radioactive materials and shield radiation. For fuel cycle installations, they are to control sub-criticality and chemistry, remove decay heat from radionuclides, and confine radioactivity and shield radiation. To ensure that ENS will fulfil these fundamental safety functions, ENPRO has set out five Basic Principles but it is also expected that prior work will also be used to the extent applicable.

INPRO expects that INS will incorporate enhanced defence-in-depth as part of their basic approach to safety but with more independence of the different levels of protection in the defence-in-depth strategy, and with an increased emphasis on inherent safety characteristics and passive safety features. The end point should be the prevention, reduction and containment of radioactive releases to make the risk of INS comparable to that of industrial facilities used for similar purposes so that for INS there will be no need for relocation or evacuation measures outside the plant site, apart from those generic emergency measures developed for any industrial facility (see Table 3 for an example of the Basic Principles, User Requirements and Criteria for Safety).

Table 3

Example for a User Requirements and Criterion related to Basic Principle 1 for Safety (In total, INPRO has defined 5 Basic Principles and 27 User Requirements for Safety)

Basic Principle 1: <i>Innovative nuclear reactors and fuel cycle installations shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in current installations.</i>		
User Requirement	Criteria	
	Indicators	Acceptance Limit
<i>The innovative nuclear reactors and fuel cycle installations shall not need relocation or evacuation measures outside the plant site, apart from those generic emergency measures developed for any industrial facility.</i>	Probability of large release of radioactive materials to the environment.	$<10^{-6}$ per plant*year, or excluded by design.

RD&D must be carried out before deploying INS, using e.g., large scale engineering test facilities including, possibly, pilot plants, to bring the knowledge of plant characteristics and the capability of codes used for safety analyses to the same level as for existing plants. The development of INS should be based on a holistic life cycle analysis that takes into account the risks and impacts of the integrated fuel cycle. Safety analyses will involve a combination of deterministic and probabilistic assessments, including best estimate plus uncertainty analysis.

6. WASTE MANAGEMENT

Because *Waste Management* involves longer time scales and, in many cases, different source terms and pathways, compared with nuclear installations, this topic is dealt separately from the safety of nuclear installations. The already existing nine principles defined by the IAEA for the management of radioactive waste have been adopted by INPRO without modification. Thus, waste management is to be earned out in such a way that human health and the environment are protected now and in the future, effects beyond national borders shall be taken into account, undue burdens passed to future generations shall be avoided, waste shall be minimized, appropriate legal frame works shall be established and interdependencies among steps shall be taken into account. These principles in turn lead to INPRO requirements to specify a permanently safe end state(s) for all wastes and to move wastes to this end state as early as practical, to ensure that intermediate steps do not inhibit or complicate the achievement of the end state, that the design of waste management practices and facilities be optimized as part of the optimization of the overall energy system and life cycle, and for assets to cover the costs of managing all wastes in the life cycle to be accumulated to cover the accumulated liability at any stage of the life cycle (See Table 4 for an example of the User Requirements and Criteria).

Table 4

Example for a User Requirement (adverse effects on the environment) and Criteria for Safety of Waste Management (In total, INPRO has defined 9 Basic Principles and 6 User Requirements)

Basic Principle 2: <i>Radioactive waste shall be managed in such a way as to provide an acceptable level of protection of the environment.</i>		
User Requirement	Criteria	
	Indicators	Acceptance Limit
Adverse Effects on the Environment: <i>Waste management strategies should be such that the adverse environmental effects from all parts of the energy system and the complete life cycle of facilities are optimized. The cumulative effects over time and space, without regard to national boundaries, should be considered.</i>	Estimated concentrations of radionuclides and chemical toxins in the environment.	Meet standards of specific Member State.
	Exposures of sensitive species to these expected concentrations.	Would not be expected, on a scientific basis, to cause adverse effects at the population level.
	Other environmental indicators.	Meet requirements as specified in Task 4.2 of INPRO.

It is also expected that prior work carried out by the IAEA in waste management will be used to the extent possible. RD&D is recommended to be carried out in a number of areas including partitioning and transmutation and long term human factors analysis to facilitate assessments of long term risks for waste management systems that require long term institutional controls.

7. PROLIFERATION RESISTANCE

In designing future nuclear energy systems, it is important to consider the potential for such systems being misused for the purpose of producing nuclear weapons. Such considerations are among the key considerations behind the international non-proliferation regime a fundamental component of which is the IAEA safeguards system. INPRO set out to provide guidance on incorporating *Proliferation Resistance* into INS.

The INPRO results in this area are largely based on the international consensus reached in October 2002 at a meeting held in Como, Italy. Generally two types of proliferation resistance measures or features are distinguished: intrinsic and extrinsic. Intrinsic features result from the technical design of INS including those that facilitate the implementation of extrinsic measures. Extrinsic measures are based on States' decisions and undertakings related to nuclear energy systems.

Intrinsic features consist of technical features that: a) reduce the attractiveness for nuclear weapons programmes of nuclear material during production, use, transport, storage and disposal, including material characteristics such as isotopic content, chemical form, bulk and mass, and radiation properties; b) prevent or inhibit the diversion of nuclear material, including the confining of nuclear material to locations with limited points of access, and materials that are difficult to move without being detected because of size, weight, or radiation; c) prevent or inhibit the undeclared production of direct-use material, including reactors designed to prevent undeclared target materials from being irradiated in or near the core of a reactor; reactor cores with small reactivity margins that would prevent operation of the reactor with undeclared targets; and fuel cycle facilities and processes that are difficult to modify; and d) that facilitate nuclear material accounting and verification, including continuity of knowledge. Five categories of extrinsic features are defined, as follows: commitments, obligations and policies of states, such as the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons and the IAEA safeguards agreements; agreements between nuclear material exporting and importing states; commercial, legal or institutional arrangements that control access to nuclear material and technology; verification measures by the IAEA or by regional, bilateral and national measures; and legal and institutional measures to address violations of measures defined above.

INPRO has produced Basic Principles that require: the minimization of the possibilities of misusing nuclear material in INS; a balanced and optimized combination of intrinsic features and extrinsic measures; the development and implementation of intrinsic features; and a clear, documented and transparent method of assessing proliferation resistance. To comply with these Basic Principles requires the application of the concept of defence-in-depth by, e.g., incorporating redundant and complementary measures; an early consideration of proliferation resistance in the development and design of INS; and the utilization of intrinsic features to increase the efficiency of extrinsic measures (see Table 5 for an example of a User Requirement and Criterion). RD&D is needed in a number of areas, in particular, in developing a process to assess the proliferation resistance of a defined INS.

Table 5

Example for a User Requirement and Criterion for Proliferation Resistance (In total, INPRO has defined 5 Basic Principles and 5 User Requirements for Proliferation Resistance)

User Requirement	Criterion	
	Indicator	Acceptance Limit
<i>The combination of intrinsic features and extrinsic measures, compatible with other design considerations, should be optimized to provide cost-effective proliferation resistance.</i>	Cost for incorporating intrinsic features and applying extrinsic measures required to provide adequate proliferation resistance.	Minimal Cost.

8. CROSS CUTTING ISSUES

Issues other than technical requirements are important to potential users of INS. Many of the factors that will either facilitate or obstruct the on-going deployment of nuclear power over the next fifty years are *Cross Cutting Issues* that relate to nuclear power infrastructure, international cooperation, and human resources. Nuclear power infrastructure comprises all features/ substructures that are necessary in a given country for the successful deployment of nuclear power plants including legal, institutional, industrial, economic and social features/substructures. The SRES scenarios indicate that the growth of nuclear power will be facilitated by globalization and internationalization of the world economy, and that the growth of demand in developing countries will be a major consideration. Globalization and the importance of developing countries in future world energy markets point to the need to adapt infrastructures, both nationally and regionally, and to do so in a way that will facilitate the deployment of nuclear power systems in developing countries.

In a globalizing world with a growing need for sustainable energy, harmonization of regulations and licensing procedures could facilitate the application of nuclear technology. Such harmonization among different markets is in the interest of suppliers and developers of technology as well as users and investors. The development of innovative reactors to comply with the Basic Principles, User Requirements and Criteria set out in this report should facilitate such harmonization and could make it possible to change the way the production of nuclear energy is regulated. When, for example, the risk from INS are «comparable to that of industrial facilities used for similar purposes», and «there is no need for relocation or evacuation measures outside the plant site, apart from those generic emergency measures developed for any industrial facility», the requirements for licensing could possibly be simplified. In developing countries, and amongst them countries that do not have a highly developed nuclear knowledge base and infrastructure, the development of regional or international licensing and regulatory mechanisms and organizations could play an important role. Additional factors that would be expected to favour the deployment of INS, particularly in developing countries include: optimisation of the overall nuclear energy system by considering component facilities located in different countries as part of an international multi-component system; recognizing the needs of developing countries that have a limited infrastructure and a real but limited need for nuclear energy; vendor countries offering a full-scope service, up to and including the provisions of management and operations.

The life cycle of nuclear power systems, including design, construction, operation, decommissioning, and the waste management, extends well over fifty years in most cases and can easily extend well beyond one hundred years. Thus, a firm long-term commitment of the government and other stakeholders is seen as a requirement for the successful implementation and operation of a nuclear power investment and a condition for public acceptance. Clear communications on energy demands and supply options are important to developing an understanding of the necessity for and the benefits to be obtained from such long-term commitments. A clear enunciation of the potential role of nuclear energy in addressing climate change concerns in a sustainable and economic manner, together with the performance of existing plants can play an important role in such communications.

The development and use of nuclear power technology requires adequate human resources and knowledge. Globalization brings with it the opportunity to draw on a much broader pool of resources rather than striving to maintain a complete domestic capability across the many disciplines of science and engineering that constitute the range of technologies on which nuclear energy systems depend. International cooperation in

science and development can assist with optimizing the deployment of scarce manpower and, just as important, the construction and operation of large-scale research and engineering test facilities.

9. METHODOLOGY FOR ASSESSMENT

INPRO has also developed a methodology for evaluating INS, the *INPRO Methodology*. It comprises the INPRO Basic Principles, User Requirements, and Criteria, and a set of tables and guidance on their use, that can be used to evaluate a given innovative energy system, or a component of such a system on a national, regional and/or global basis. The INPRO Methodology is oriented more to identifying a range of technology alternatives that will fulfil Basic Principles and User Requirements set out for INS, rather than to selecting a single best solution. It is recognized that the methodology will need to be applied iteratively, that the INPRO User Requirements and Criteria may be supplemented by additional Requirements and Criteria, e.g., taken from existing Standards and Guides, and that additional work is likely required to elaborate requirements and standards. To assess a given nuclear energy system (or a component thereof) the nuclear energy system and its components are specified together with approaches for meeting all relevant Criteria, User Requirements and Basic Principles. Judgments are then established of the potential of the approaches and their constituent components to meet the Criteria, User Requirements and Basic Principles for the nuclear energy system, and a Judgment of the entire system is arrived at from the Judgments for compliance with all of the Basic Principles, User Requirements, and Criteria. Member States (MS) must identify all of the fuel cycle components that will be required for the MS to use the component of prime interest to it, e.g., a given design of reactor, and present information on all components so that a holistic view is developed and presented. The rationale for arriving at a given Judgment, i.e. the basis of the Judgment, needs to be developed and explained. The rationale may be based, e.g., on preliminary or detailed safety and environmental analyses, experience with large-scale test facilities or experimental test rigs, extrapolation of experience from similar facilities, the use of expert opinion, and combinations of these. Additional effort will be needed to develop the methodology further for widespread use and to ensure consistency and credibility of the results. Prior to committing to such an effort an assessment of the efficacy of the methodology should be obtained by using it in a number of case studies. It is foreseen that case studies will be performed by individual interested MS supported by task groups with broader participation of experts from MS of INPRO. To test the methodology, case studies will be carried out for different types of nuclear energy systems, including a global system with components at the preliminary stage of development, a future system that is already reasonably well developed, and systems being considered for application in different regions.

10. CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS

Phase 1A was an important first step toward INPRO's two objectives of (1) ensuring the availability of nuclear energy to contribute to meeting growing global energy needs in the 21st century and (2) bringing together prospective buyers and sellers of nuclear technology, nuclear «haves» and «have-nots», and developing and developed countries to jointly consider actions needed to accelerate nuclear innovation in directions most likely to be most useful to the energy markets of the future.

Phase 1A has reviewed expected energy needs in the 21st century, and the potential role of nuclear energy, using scenarios from the Special Report on Emission Scenarios by the Intergovernmental Panel on Climate Change. SRES clearly shows that energy demand, and especially electricity demand, will grow substantially regardless of which mix of driving forces ends up dominating future world developments. Moreover, nuclear energy

plays a significant role in nearly all the 40 SRES scenarios, including the four analyzed in this paper. This contrasts with near-term projections by the IAEA, OECD-IEA and US DOE Energy Information Administration that show a declining nuclear share in global electricity production in coming decades, and little or no nuclear movement into energy applications beyond electricity. The difference between these more pessimistic near-term projections and a truly substantial future contribution of nuclear energy - one that takes nuclear's percentage of the world's primary energy supply well beyond today's single digits to 20%, 50% or more - is innovation. The pathway to this future is innovative nuclear energy systems.

The 21st century promises the most competitive, globalized markets in human history, the most rapid pace of technological change ever, and the greatest expansion of energy use, particularly in developing countries. For a technology to make a truly substantial contribution to energy supplies, innovation is essential. It will be the defining feature of a successful nuclear industry and a critical feature of international co-operation in support of that industry, cooperation that ranges from joint scientific and technological initiatives, to safety standards and guidelines, and to security and safeguards activities. Innovation is also essential to attract a growing, high-quality pool of talented scientists, engineers and technicians of the calibre and size needed to support a truly substantial nuclear contribution to global energy supplies.

To help co-ordinate and guide the development of innovative nuclear energy systems, INPRO Phase 1A has set out initial Basic Principles, User Requirements and corresponding Criteria in the areas of economics, the environment, safety, waste management, and proliferation resistance. Cross-cutting issues related to infrastructure and international co-operation have also been discussed. A methodology for assessing innovative nuclear energy systems has been created for the use of Member States and independent analysts. It complements and builds upon requirements and criteria set out in existing documents such as the IAEA Safety Standards Series. All these outputs, from basic principles to the INPRO assessment methodology, are expected to be steadily sharpened and adjusted based on feedback from early applications and case studies.

Specific recommendations for the future are that:

- INPRO be continued, and that co-operation and co-ordination between INPRO and other initiatives on innovative nuclear energy systems be strengthened;
- As part of a consecutive phase, called Phase IB of INPRO, Member States define in further detail the RD&D initiatives set out in the report and set out priorities. The IAEA could provide valuable assistance in facilitating co-operation among Member States and establishing complementary Co-ordinated Research Programs;
- Case Studies be encouraged to enable Member States and independent analysts to assess prospective innovative nuclear energy systems using the INPRO methodology; and
- Feedback and experience from Case Studies and other applications be used to sharpen and adjust the INPRO Basic Principles, User Requirements, Criteria and Methodology to continually improve their usefulness.

ACKNOWLEDGEMENT

The IAEA highly appreciates the guidance and advice received from all experts who participated in INPRO meetings

References

1. IAEA TECDOC 1362 International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), June 2003.

Поступила в редакцию 22.09.2003

АКУСТИЧЕСКИЙ МЕТОД ИЗМЕРЕНИЯ НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ ГЛАВНЫХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС С РЕАКТОРАМИ ТИПА ВВЭР

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, К.В. Шеверденко, М.Г. Каленишин

Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск



Представлены результаты теоретического обоснования и экспериментальных исследований акустических методов контроля напряженного состояния главных циркуляционных трубопроводов АЭС с реакторами типа ВВЭР, а также способы их технической реализации. Авторами разработаны оригинальные ультразвуковые преобразователи на основе линейной фазированной решетки.

Главные циркуляционные трубопроводы наряду с корпусом реактора являются наиболее напряженными элементами конструкции АЭС с реакторами типа ВВЭР. Первый контур ядерной энергетической установки водо-водяного типа (ВВЭР) состоит из реактора и шести независимых «петель» его охлаждения, каждая из которых содержит циркуляционный трубопровод, главный циркуляционный насос, парогенератор и дополнительную арматуру. Петля имеет «холодный» и «горячий» трубопроводы диаметром 550 мм с толщиной стенки 25 мм. «Холодный» и «горячий» трубопроводы каждой петли связаны между главной и резервной задвижками перемычкой диаметром 220 мм с толщиной стенки 12,5 мм.

На циркуляционные трубопроводы, по которым перемещается теплоноситель, действует большое количество внешних нагрузок: собственный вес и вес теплоносителя, внутреннее давление, пульсации давления, температурные напряжения, наличие зон концентрации напряжения в местах соединения с патрубками. В результате в трубопроводе возникают напряжения, которые при определенной величине могут привести к разрушению металла.

На рис. 1. приведен циркуляционный трубопровод петли VI Нововоронежской АЭС, на котором проведены исследования напряженного состояния в период монтажа, пуска, в стационарном режиме и в режиме расхолаживания [1]. Показано, что в стационарных режимах работы напряжения в трубопроводах возникают за счет действия давления, главным образом, в гнутых коленах трубопроводов за счет изгибающих моментов в плоскости колена. Наибольшие напряжения возникают на внешней поверхности выпуклой стороны колена. На вогнутой стороне колена напряжения в 2-4 раза меньше. Кроме того, конструктивно ослабленными элемен-

© А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, К.В. Шеверденко, М.Г. Каленишин, 2003

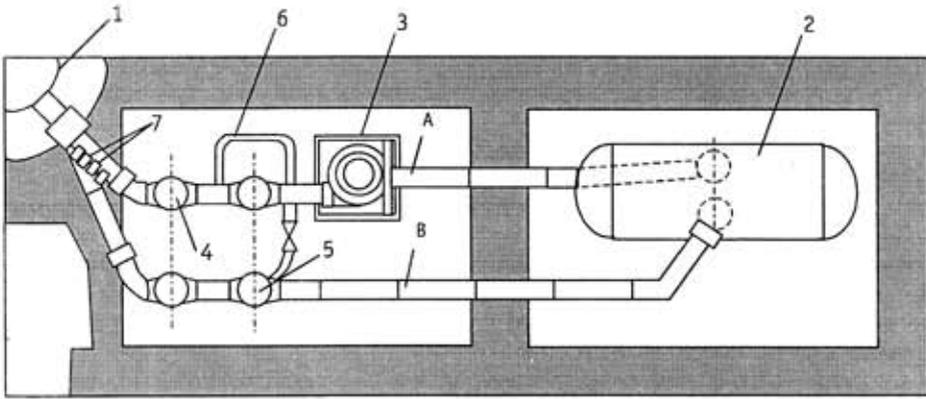


Рис. 1. Циркуляционный трубопровод петли VI Новovorонeжской АЭС: 1-корпус реактора; 2-парогенератор на подвесках; 3-насос (ГЦН); 4,5-соответственно главная и резервная запорные задвижки; 6-перемычка Ду 200 между «горячим» (А) и «холодным» (В) трубопроводами; 7-вспомогательные трубопроводы от компенсаторов объема

тами циркуляционных трубопроводов являются тройниковые соединения. При нестационарных режимах работы циркуляционных трубопроводов дополнительно к напряжениям от внутреннего давления добавляются температурные напряжения. Основными тепловыми режимами, вызывающими градиенты температур, являются расхолаживание всего первого контура или отдельных петель, подключение петель к контуру, аварийные режимы.

Исследования напряжений, результаты которых приведены в [1], выполнены методом тензометрии, основанном на измерении деформаций на поверхности объекта контроля. Напряжения на внутренних стенках трубопровода и в металле по толщине трубопровода определяются расчетным путем. Кроме того, измерительные устройства на основе тензорезисторов имеют сравнительно высокую погрешность, которая зависит от температурной погрешности непосредственно тензорезистора, а также от качества закрепления упругого элемента на поверхности объекта контроля.

Для измерения напряженного состояния металла применяется также метод, основанный на рассеянии рентгеновских лучей. Однако с его помощью можно измерить напряженное состояние только поверхностного слоя металла глубиной ~100 мкм. Существует также магнитный метод, но он применяется только для контроля напряженного состояния ферромагнитных материалов.

Практически единственным методом, позволяющим проводить измерение напряженного состояния металла по толщине циркуляционных трубопроводов АЭС, является акустический метод, основанный на изменении скорости, амплитуды и частоты акустического сигнала при прохождении его через контролируемую среду. Существует два типа акустических методов: традиционный ультразвуковой метод и метод, основанный на эффекте акустической упругости.

Ультразвуковой метод основан на распространении высокочастотных механических волн в исследуемой среде. Принцип измерения напряжений в твердых телах основан на зависимости скорости распространения ультразвуковых волн от упругих постоянных, зависящих от напряжений. В исследуемом образце распространяются продольные и поперечные волны. Скорость распространения продольных волн в неограниченной среде

$$c_{np} = \sqrt{\frac{\gamma}{\rho} \frac{1-\sigma}{(1+\sigma)(1-2\sigma)}}, \quad (1)$$

где ρ - плотность среды; Y - модуль Юнга; σ - коэффициент Пуассона, который для большинства металлов составляет 0,25-0,35.

Скорость распространения поперечных волн

$$c_{\text{поп}} = \sqrt{\frac{G}{\rho}}, \quad (2)$$

где G - модуль сдвига, величина которого составляет 0,38-0,40 от величины модуля Юнга.

Для измерения напряжений на основе продольных и поперечных волн необходимо применение высокочувствительной измерительной аппаратуры, т.к. изменение напряжения на 0,7 МПа приводит к относительному изменению скорости всего на 10^{-5} - 10^{-6} .

Более высокую чувствительность можно получить применяя для исследований напряженного состояния поверхностные волны [2]. Скорость поверхностных волн

$$c_{\text{пов}} = \frac{0,8 + 1,12\sigma}{1 + \sigma} \sqrt{\frac{G}{\rho}}. \quad (3)$$

В ограниченной среде возникают поверхностные волны Релея. Движение частиц волн Релея представляет собой колебания по эллиптическим траекториям. Одна из компонент направлена параллельно, а другая - перпендикулярно направлению движения волны. Амплитуда волн Релея резко уменьшается по глубине, равной 1,5 длины волны.

В данной работе приведены результаты исследований напряженного состояния металлов путем измерения изменения амплитуды ультразвукового сигнала. Изменение амплитуды происходит в результате затухания ультразвука. Принято считать, что изменение амплитуды происходит по экспоненциальному закону

$$A = A_0 e^{-\delta x}, \quad (4)$$

где A_0 - начальная амплитуда сигнала; x - пройденное волной расстояние; δ - коэффициент затухания, 1/м.

Коэффициент затухания складывается из коэффициентов поглощения и рассеяния:

$$\delta = \delta_n + \delta_p. \quad (5)$$

В металлах затухание определяется, главным образом, рассеянием энергии колебаний зернами металлов, на границах зерен и структурных составляющих. В крупнозернистых металлах амплитуда ультразвукового сигнала изменяется сильнее, чем в мелкозернистых. Остаточные напряжения в металле создают изменение структуры металла, поэтому по изменению амплитуды ультразвукового сигнала можно судить о величине остаточных напряжений в металле. Ниже приведены результаты экспериментальных исследований.

Метод, основанный на эффекте акустической упругости, заключается в следующем. Напряженное состояние металла создает анизотропию его свойств. При распространении в напряженном металле поперечной волны в направлении, перпендикулярном приложенному напряжению, образуются две поперечные волны с взаимно перпендикулярными плоскостями поляризации (двойное лучепреломление). Волны имеют разные скорости распространения, причем разность их скоростей пропорциональна разности напряжений:

$$(\sigma_1 - \sigma_2) \approx (n_1 - n_2) / n_0 \sim (V_1 - V_2) / V_0, \quad (6)$$

где n - показатель преломления; V - скорость распространения волны; индексы 1 и 2 обозначают главные направления, 0 - ненапряженное состояние металла.

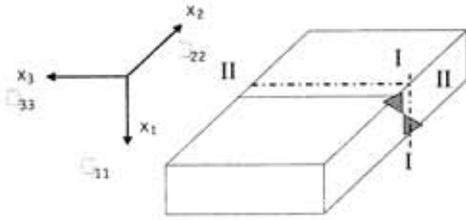


Рис. 2. Сварочная модель из пластин, сваренных стык

Впервые эффект акустоупругости был обнаружен Бенсоном и Раельсоном [3]. Применение этого метода для измерения напряженного состояния металла рассмотрено в [4, 5]. На рис. 2 приведена сварочная модель из сталей, сваренных в стык дуговой сваркой [6]. Для анализа остаточных напряжений рассматриваются два

направления распространения ультразвуковых волн: по толщине модели I-I и по длине шва II-II. Для объемных волн, распространяющихся вдоль оси x_1 (по толщине), акустические соотношения имеют вид [6]

$$\sigma_{11} = \left[\left(\frac{C_{sx_3} - C_{sx_3,0}}{C_{s0}} + \frac{C_{sx_2} - C_{sx_2,0}}{C_{s0}} \right) B - \frac{C_{ix_1} - C_{ix_1,0}}{C_{ix_1,0}} D \right] \frac{RQ}{BQ - DQ}; \quad (7)$$

$$\sigma_{33} - \sigma_{22} = \left(\frac{C_{sx_3} - C_{sx_3,0}}{C_{s0}} + \frac{C_{sx_2} - C_{sx_2,0}}{C_{s0}} \right) A; \quad (8)$$

$$\sigma_{33} + \sigma_{22} = \left(\frac{C_{sx_3} - C_{sx_3,0}}{C_{s0}} + \frac{C_{sx_2} - C_{sx_2,0}}{C_{s0}} \right) B - \frac{B}{R} \sigma_{11}, \quad (9)$$

где $\sigma_{11}, \sigma_{22}, \sigma_{33}$ - главные напряжения; C_{ix_1} и $C_{ix_1,0}$ - скорости продольных волн при наличии и при отсутствии напряжений; C_{sx_3} и $C_{sx_2}, C_{sx_3,0}$ - скорости сдвиговых волн при наличии и отсутствии напряжений; A, B, D, R, Q - коэффициенты пропорциональности, которые определяются константами упругости материала.

Начальное значение скорости сдвиговых волн C_{s0} определяется расчетным путем из выражения

$$C_{s0} = \frac{\gamma D}{2B - D - m\sigma_{11}} C_{ix_1} - \frac{B}{2B - D - m\sigma_{11}} (C_{sx_3} + C_{sx_2} - \Delta C_{s0}), \quad (10)$$

где $\Delta C_{s0} = C_{sx_3,0} - C_{sx_2,0}$; $m = \frac{DR - BQ}{RQ}$.

Для объемных волн, распространяющихся вдоль оси x_3 вблизи линии сплавления, акустические соотношения имеют вид

$$\sigma_{11} = \left(\frac{C_{sx_3} - C_{sx_3,0}}{C_{s0}} + \frac{C_{sx_2} - C_{sx_2,0}}{C_{s0}} \right) A, \quad (11)$$

$$\sigma_{33} = \frac{R(A+B)}{B} \cdot \frac{C_{sx_2} - C_{sx_2,0}}{C_{s0}} - \frac{R(A-B)}{B} \cdot \frac{C_{sx_3} - C_{sx_3,0}}{C_{s0}}, \quad (12)$$

$$\sigma_{22} = 0. \quad (13)$$

На рис. 3 приведены эпюры продольных остаточных напряжений для стыкового сварного соединения, полученные расчетным и экспериментальным путем [4]. На рис. 4 приведена эпюра напряжений пластины 420x90x6 мм из стали ст. 40. Расстояние между опорами 340 мм. Как видно, результаты измерений ультразвуковым методом незначительно отличаются от экспериментальных данных. На рис. 5 приведен график изменения амплитуды ультразвукового сигнала в зависимости от давления в трубе, выполненной из циркония, имеющей внешний диаметр 88 мм

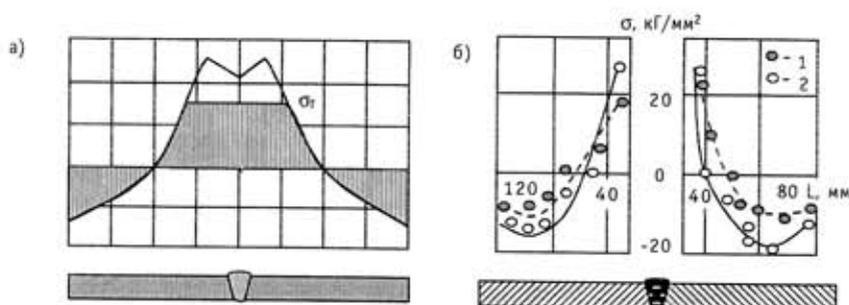


Рис. 3. Эпюра продольных остаточных напряжений в стыковом соединении двух полос размером 550x120x20 мм из стали 09Г2С: а) - теоретическая; б) - экспериментальная (1 - измеренная ультразвуковым методом, 2 - механическим деформометром с разрезкой образца)

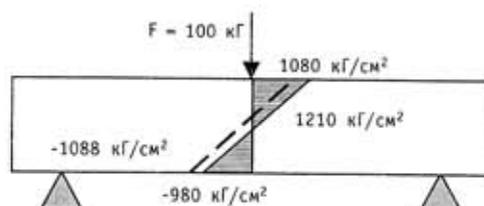


Рис. 4. Эпюра напряжений в пластине из стали

и толщину стенки 4 мм. Давление внутри труб создавалось с помощью гидравлического пресса. Из графика видно, что при давлении внутри трубы, примерно равном 80 кг/см^2 , металл переходит в область неупругих, пластических деформаций. В области упругих деформаций зависимость амплитуды ультразвукового сигнала от напряжений носит линейный характер.

Для измерения распределения напряжений по объекту контроля применяется ручное и автоматическое перемещение излучателей и приемников. Для этих целей применяются также преобразователи с механизированным сканированием. Все эти преобразователи имеют сложную конструкцию и низкую точность определения координат. Авторы применяют для измерения напряженного состояния ультразвуковые преобразователи на основе фазированной решетки, в которой исключены операции, связанные с механическими перемещениями преобразователей, и повышается точность контроля.

На рис. 6 приведена принципиальная схема линейной фазированной решетки, представляющей собой набор идентичных прямоугольных пьезоэлементов, расстояние между которыми не более длины волны в контролируемой среде. Длина

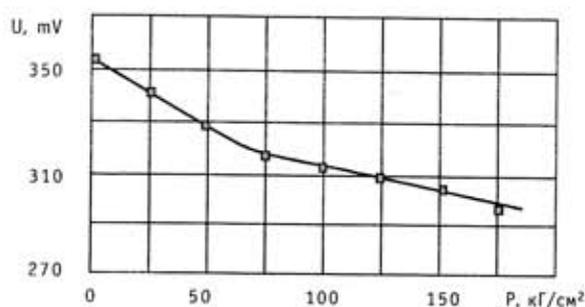


Рис. 5. Изменение амплитуды ультразвукового сигнала от давления внутри трубы

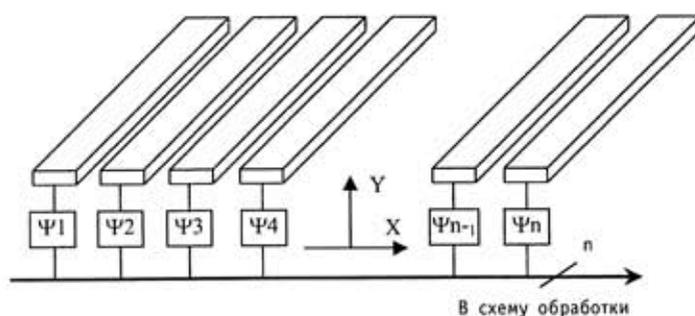


Рис. 6. Принципиальная схема линейной фазированной решетки

пьезоэлементов значительно превосходит их ширину. Каждый пьезоэлемент соединен с общим электронным блоком через специальные электронные блоки задержки Ψ_i , обеспечивающие задержку высокочастотного сигнала относительно друг друга.

ВЫВОДЫ

В работе теоретически и экспериментально показана возможность измерения напряженного состояния главных циркуляционных трубопроводов с помощью ультразвукового метода и метода, основанного на эффекте акустической упругости. Применение данных методов позволит обеспечить раннюю диагностику состояния главных циркуляционных трубопроводов АЭС с реакторами типа ВВЭР.

Литература

1. Данченко Б.Н., Пригоровский Н.И. Исследование напряжений в главных циркуляционных трубопроводах Нововоронежской АЭС/Сб. «Исследование температурных напряжений». - М.: Наука, 1972. - С. 183-208.
2. Хомченко Н.В. Ультразвуковой структурный анализ металлических материалов и изделий. - М.: Машиностроение, 1976. - 62 с.
3. Benson R.W., Raelson V.G. Acoustoelasticity// Product Engineering. - 1959. - №29. - P. 56-59.
4. Гузь А.Н., Махорт Ф.Г., Гуца О.И. Введение в акустоупругость. - Киев: Наукова думка, 1977. - 150 с.
5. Бобренко В.М., Вангели М.С., Куценко А.Н. Акустические методы контроля напряженного состояния материала деталей машин. - Кишинев: Штиинца, 1981. - 146 с.
6. Гуца О.И. Анализ неоднородных полей остаточных напряжений в сварочных соединениях// Автоматическая сварка. - 1994. - №7. - С. 3-5.

Поступила в редакцию 23.07.2003

РЕАБИЛИТАЦИЯ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ. МЕТОДЫ ОПТИМИЗАЦИИ СТРУКТУРЫ ЗАЩИТНЫХ МЕРОПРИЯТИЙ С УЧЕТОМ ФИНАНСОВЫХ ОГРАНИЧЕНИЙ

Б.И.Яцало

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



Обсуждаются основные классы задач оптимизации защитных мероприятий в рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий. Предложена оригинальная методология решения задач оптимизации структуры контрмер с учетом финансовых и других (экологических, социально-экономических, хозяйственных) ограничений. Рассматриваемые методы оптимизации основаны на строгой формализации процедур постановки задач и формировании общих математических моделей, соответствующих основным типам сценариев оптимизации структуры защитных мероприятий.

Реализация мер защиты на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению, требует применения соответствующих принципов радиационной защиты, диктующих как обоснованность выбора необходимых защитных мероприятий, так и оптимизацию их реализации [1-4]. Ключевым элементом систем поддержки принятия решений (СППР) по реабилитации радиоактивно загрязненных территорий [5-9] являются методы и конкретные алгоритмы, непосредственно реализующие принципы радиационной защиты при решении рассматриваемого класса задач.

Оценки эффективности контрмер базируются на использовании алгоритмов вычисления предотвращенных коллективных и/или индивидуальных доз, а также алгоритмов оценки затрат на проведение контрмер с применением анализа "затраты – выгода" [1,5,6]. Для оценок эффективности контрмер рассматриваются, как правило, следующие критерии [5,6,8]:

- затраты на проведение контрмер (P_c);
- предотвращенные (потенциальные) коллективные дозы (ΔS), а также предотвращенные коллективные и индивидуальные дозы местного населения;
- стоимость единицы предотвращенной дозы ($e=P_c/\Delta S$);
- полный ущерб до и после применения КМ ($Z=P_c+Y$, $Y=\alpha S$, где S – коллективная доза, α – стоимостной эквивалент единицы коллективной дозы) [1,3];
- (чистая) выгода ($B=\alpha \Delta S - P_c + B_o$, где B_o – стоимостной эквивалент дополнительной выгоды, связанной с применением контрмер).

© Б.И.Яцало, 2003

Классы задач по оптимизации структуры защитных мероприятий. Оптимизация структуры защитных мероприятий по данному критерию подразумевает такой выбор контрмер из множества допустимых и объектов (сельскохозяйственных угодий/полей, населенных пунктов), где они должны быть реализованы, в результате которого указанный критерий достигает своего оптимального значения.

Реализация принципов радиационной защиты включает в себя решение следующих классов задач в рамках оптимизации структуры защитных мероприятий.

1. *Анализ эффективности* (по одному или нескольким из указанных выше критериев) рассматриваемого множества контрмер для конкретных радиологических, социально-экономических, агроэкологических и почвенно-климатических условий.

2. (*Прямая задача*). Определение конкретных объектов/территорий (полей, населенных пунктов, хозяйств и других элементов карт землепользования) для рассматриваемой территории, где необходимо проведение контрмер согласно выбранной стратегии реабилитации; оценка необходимых средств (финансовых затрат, материальных ресурсов), оценка эффективности каждой контрмеры в отдельности и комплекса мероприятий в целом, анализ альтернатив.

Это так называемая *прямая задача* оптимизации структуры контрмер (или задача *без ограничений*). При решении задач такого класса эксперт выбирает объекты исследования, множество контрмер, критерии вмешательства, а также другие характеристики и параметры, определяющие сценарии для последующего исследования. Полученные на выходе значения критериев, в том числе стоимость каждой контрмеры и комплекса мероприятий в целом, а также их эффективность подвергаются анализу. Эксперт может сформировать и рассмотреть другое множество контрмер и объектов исследования. При решении данной задачи активно используются т.н. алгоритмы ранжирования по различным критериям, в том числе по плотности поверхностного загрязнения рассматриваемыми радионуклидами ($\text{кБк}/\text{м}^2$), загрязнению с/х продукции ($\text{Бк}/\text{кг}$) или доли данной продукции (в хозяйстве, на рассматриваемой территории) с загрязнением выше установленных нормативов, средней (или средней по критической группе) дозе облучения населения рассматриваемых населенных пунктов, а также по ряду других критериев.

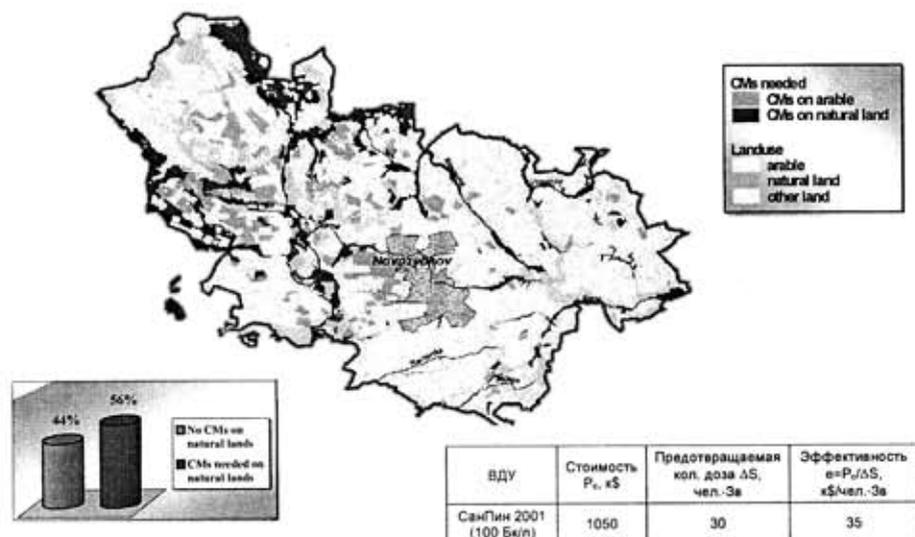


Рис. 1. Карта структуры необходимых КМ, 2003 (СанПин-2001) (Новозыбковский р-н, Брянская обл.)

На основе всестороннего анализа различного множества сценариев эксперты могут рекомендовать к реализации оптимальную с их точки зрения структуру защитных мероприятий, соответствующую текущим радиологическим, социально-экономическим и экологическим условиям и возможностям.

Методология и алгоритмы реализации указанных выше задач класса 1 и 2 применительно к защите населения и реабилитации радиоактивно загрязненных территорий детально представлены в [4-9] на примере территорий Брянской области, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате Чернобыльской аварии.

При решении задач класса 2 активно используются возможности разработанной геоинформационной системы поддержки принятия решений (ГИСППР) PRANA, предназначенной для оценки последствий радиоактивного загрязнения и анализа широкого множества контрмер (КМ) в долгосрочный период ликвидации последствий ядерной аварии [7-9]. На рис. 1 и 2 представлен пример решения задач такого класса: указаны сельхозугодья, где необходимо проведение защитных мероприятий с целью получения продукции с загрязнением ниже установленных нормативов (СанПин-2001), и проведен анализ затрат и эффективности одного из сценариев реализации контрмер.

3. (Обратная задача). Исходя из имеющегося множества допустимых контрмер и объектов их применения, выбрать такое их подмножество, что реализация выбранных контрмер на соответствующих объектах доставляет оптимальное значение используемому критерию оптимизации и не выводит за рамки существующих финансовых, а также других (экологических, социально-экономических, хозяйственных и др.) ограничений.

Актуальность решения задач данного класса как с научной, так и с практической точек зрения не вызывает сомнений. Оригинальная методология решения обратных задач, включая формализацию процедур оптимизации структуры контрмер с ограничениями и пример моделей общего вида для решения задач данного класса в рамках конкретных сценариев, представлена ниже.

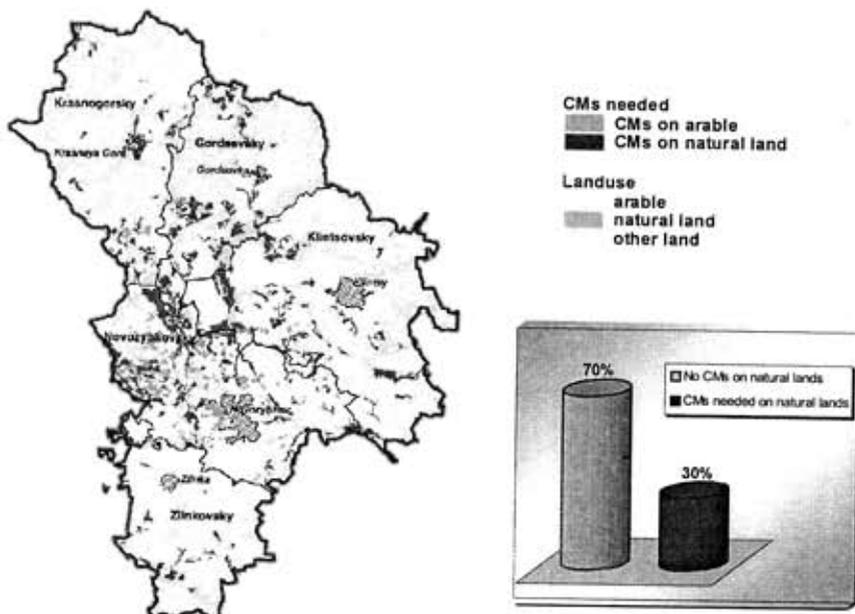


Рис. 2. Карта структуры необходимых КМ, 2003 5 районов Брянской обл. (СанПин-2001)

Методы оптимизации структуры контрмер с ограничениями. Рассматривается множество объектов/полигонов $G=\{G_i, i=1, \dots, n\}$ (в наших условиях – полигонов векторной карты землепользования [7, 9]), на/в которых могут быть проведены контрмеры, $CM_{ij} \in U(G_i), j=1, \dots, k_i$; здесь $U(G_i)$ – множество допустимых контрмер на/в полигоне G_i , $U(G_i) \subseteq U(G) \subset \hat{U}$, \hat{U} – множество всех допустимых контрмер из рассматриваемой базы знаний по защитным мероприятиям.

Будем рассматривать и решать наиболее актуальную задачу из класса *обратных задач* – оптимизация структуры контрмер на рассматриваемой территории при наличии финансовых ограничений. При этом множество дополнительных агроэкологических, социально-экономических и других ограничений на проводимые контрмеры учитывается на стадии формирования множества допустимых контрмер $U(G_i)$. При формировании множества допустимых контрмер $U(G_i)$ активно используются базы данных атрибутивной информации по полигонам, базы знаний по защитным мероприятиям, а также возможности ГИСППР по анализу и представлению исходных данных и модельных оценок.

Через b_{ij} обозначим значение критерия выгоды (*benefit*) от реализации CM_{ij} ($b_{ij} \geq 0$), p_{ij} (>0) – стоимость реализации CM_{ij} , $P_0 = P_{max}$ – (максимальные) *финансовые средства*, выделяемые на проведение защитных мероприятий на исследуемой территории G .

Далее x_{ij} будет обозначать численное выражение реализации CM_{ij} на полигоне G_i ; при этом

$$x_{ij} = \begin{cases} 0 & \text{контрмера не проводится} \\ 1 & \text{контрмера проводится} \end{cases} \quad (1)$$

Различные варианты формирования моделей для основных сценариев оптимизации структуры контрмер с учетом финансовых и других ограничений представлены ниже. В рамках данного класса моделей предполагается аддитивность критерия оптимизации (максимизация выгоды от реализации комплекса защитных мероприятий).

1. Рассмотрим задачу, когда на каждом полигоне G_i может быть реализована только одна контрмера CM_i , т.е. с учетом приведенных выше обозначений, $k_i=1$. В связи с этим будем писать $x_{i1} = x_i$, $b_{i1} = b_i$, $p_{i1} = p_i$. Проведение или непроведение контрмеры на объекте/полигоне G_i численно выражается условием (1). Тогда задача оптимального распределения контрмер по полигонам области $G=\{G_i, i=1, \dots, n\}$ с учетом финансовых ограничений может быть формализована следующим образом:

$$b = \sum_{i=1}^n b_i x_i \rightarrow \max, \quad (2)$$

$$\sum_{i=1}^n p_i x_i \leq P_0. \quad (3)$$

Очевидно, что условие (1) однозначно связывает проведение контрмеры CM_i на полигоне G_i с учетом соответствующей выгоды b_i от ее проведения и расходования средств p_i для ее реализации.

Задача (1)-(3) представляет собой (бинарную) задачу целочисленного линейного программирования (т.н. “задача о ранце”) [10].

2. Вариант более общей задачи по оптимизации структуры защитных мероприятий на территории G , т.е. распределение потенциально возможных контрмер CM_{ij} по полигонам $G_i, i=1, \dots, n, j=1, \dots, k_i$; с учетом финансовых ограничений P_0 , выделенных на проведение мероприятий, может быть представлен следующим образом:

$$\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{k_i} b_{ij} x_{ij} \rightarrow \max, \quad (4)$$

$$\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{k_i} p_{ij} x_{ij} \leq P_0, \quad (5)$$

$$\sum_{j=1}^{k_i} x_{ij} \leq 1, \quad i=1, \dots, n. \quad (6)$$

Условия максимизации значения критерия выгоды (4), а также ограниченности ресурсов (5) являются обобщением аналогичных условий (2) и (3). Новое условие ограничения (6) означает с учетом (1), что на полигоне G_i может быть реализована только одна из контрмер CM_{ij} . Однако это никак не противоречит тому, что на некоторых полигонах G_i могут быть одновременно реализованы несколько контрмер из множества допустимых $U(G_i)$. При наличии такой возможности допустимая к одновременной реализации группа контрмер объединяется в отдельную контрмеру со своим номером в ряду $j=1, \dots, k_i$; при этом такой группе приписывается соответствующая ей стоимость p и значение критерия выгоды b . Эта работа проводится на стадии формирования входных данных при составлении конкретной задачи оптимизации для данной территории. В рамках решаемых нами научно-практических задач реабилитации радиоактивно загрязненных территорий все указанные задачи такого типа решаются в соответствующем приложении ГИСППР PRANA [7-9].

Задача (1), (4)-(6) также представляет собой бинарную задачу целочисленного линейного программирования и может рассматриваться как "обобщенная задача о ранце".

3. Рассмотрим задачу оптимизации структуры защитных мероприятий, когда имеются финансовые ограничения на контрмеры каждого наименования (на практике это может быть связано с ограничением материальных ресурсов для реализации мероприятия, например, ограничения на количество доступных минеральных удобрений, ферроценсодержащих препаратов, или соответствующие ограничения на возможный объем их поставки или освоения в данном регионе).

В этом случае множество рассматриваемых контрмер может быть представлено в виде $\{CM_j, j=1, \dots, m\}$, $P_0 = P_1 + \dots + P_m$. Если территория G разбивается на ряд непересекающихся по возможным контрмерам подмножеств, тогда такая задача может быть сведена к уже рассмотренным выше задачам. В общем случае без ограничения общности (полагая, например, $b_{ij}=0$, если мероприятие CM_j не может быть реализовано на полигоне G_i) оптимизационная задача рассматриваемого класса может быть формализована следующим образом:

$$\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^m b_{ij} x_{ij} \rightarrow \max, \quad (7)$$

$$\sum_{i=1}^n p_{ik} x_{ik} \leq P_k, \quad k=1, \dots, m, \quad (8)$$

$$\sum_{j=1}^m x_{ij} \leq 1, \quad i=1, \dots, n. \quad (9)$$

Можно сформулировать и ряд других задач, близких по формализации к рассмотренному классу.

С точки зрения реализации алгоритмов целочисленного программирования задача (7)-(9), (1) принадлежит к тому же классу задач, что была рассмотрена в предыдущем пункте.

4. Рассмотрим формализацию "динамических аналогов" приведенных выше задач оптимизации структуры защитных мероприятий на рассматриваемой территории. Этот класс задач охватывает случаи долгосрочного планирования мер по реабилита-

ции загрязненных территорий или/и случаи, когда выделяемые средства/объемы работ по различным причинам не могут быть освоены/реализованы в течение одного года (одного промежутка времени).

Пусть в условиях задачи 1 средства P_0 выделены на T лет (в ряде случаев могут быть рассмотрены и другие отрезки или варианты дискретизации времени). На основе модельных оценок определяются значения выгоды b_{it} от проведения CM_i (на полигоне G_i) в год $t \leq T$, p_{it} – стоимость проведения такого мероприятия, x_{it} – соответствующая (1) численная характеристика проведения/непроведения контрмеры. Тогда соответствующая задача оптимизации распределения контрмер по полигонам и годам с учетом финансовых ограничений выглядит следующим образом:

$$\sum_{i=1}^n \sum_{t=1}^T b_{it} x_{it} \rightarrow \max, \tag{10}$$

$$\sum_{i=1}^n \sum_{t=1}^T p_{it} x_{it} \leq P_0, \tag{11}$$

$$\sum_{t=1}^T x_{it} \leq 1, \quad i=1, \dots, n. \tag{12}$$

Отметим, что ограничение (12) (проведение только одной контрмеры на полигоне G_i в рассматриваемом промежутке времени) может накладываться не для всех полигонов G_i , $i=1, \dots, n$, а только для некоторого подмножества индексов $I \subset \{1, \dots, n\}$, т.е. на некоторых полигонах может быть проведено несколько контрмер на отрезке времени $[1, T]$.

По своему прикладному содержанию задача (10)-(12) отличается от задачи, рассмотренной в п.2, однако с точки зрения целочисленного программирования это одна и та же задача.

Если в рамках рассматриваемой задачи по оптимизации распределения контрмер по полигонам и времени дополнительно даны ограничения P_t на расходы в каждый год, т.е. $P_0 = P_1 + \dots + P_T$, тогда задача оптимизации (10)-(12) заменяется следующей:

$$\sum_{i=1}^n \sum_{t=1}^T b_{it} x_{it} \rightarrow \max, \tag{13}$$

$$\sum_{i=1}^n p_{it} x_{it} \leq P_t, \quad t=1, \dots, T, \tag{14}$$

$$\sum_{t=1}^T x_{it} \leq 1, \quad i=1, \dots, n. \tag{15}$$

Данная задача, отличаясь прикладным содержанием и методами подготовки к ее решению, формально соответствует задаче целочисленного программирования, рассмотренной в п.3.

5. Рассмотрим “динамическое расширение” задачи оптимизации структуры защитных мероприятий, рассмотренной в п.2.

Пусть в условиях задачи п.2 средства P_0 выделены на T лет. На основе модельных оценок определяются значения выгоды b_{ijt} от проведения CM_{ij} (на полигоне G_i) в год $t \leq T$, p_{ijt} – стоимость проведения такого мероприятия, x_{ijt} – соответствующая (1) численная характеристика проведения/непроведения контрмеры. Соответствующая задача оптимизации распределения контрмер по полигонам и годам с учетом финансовых ограничений выглядит следующим образом:

$$\sum_{t=1}^T \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{k_i} b_{ijt} x_{ijt} \rightarrow \max, \tag{16}$$

$$\sum_{t=1}^T \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{k_i} p_{ijt} x_{ijt} \leq P_0 \quad (17)$$

$$\sum_{j=1}^{k_i} x_{ijt} \leq 1, i=1, \dots, n; t=1, \dots, T. \quad (18)$$

Условие (8) означает, что на полигоне G_i в каждый год проводится не больше одной контрмеры. Необходимо отметить, что задача (16)-(18) может быть дополнена ограничением

$$\sum_{t=1}^T \sum_{j=1}^{k_i} x_{ijt} \leq 1, i \in I, \quad (19)$$

т.е. на некоторых полигонах $G_i, i \in I \subseteq \{1, \dots, n\}$ может быть проведено не больше одной контрмеры в течение времени $[1, T]$. Возможны также и другие варианты ограничений.

Как и в предыдущем пункте, при наличии финансовых ограничений P_t на расходы в каждый год $P_0 = P_1 + \dots + P_T$, условие (17) задачи (16)-(18) заменяется выражением, аналогичным (14).

Соответствующее "динамическое расширение" задачи оптимизации, рассмотренной в п.3, при наличии финансовых ограничений P_k на контрмеры каждого наименования $\{CM_k, k=1, \dots, m\}, (P_0 = P_1 + \dots + P_m)$ проводится по такой же схеме.

Очевидно, что "динамические" варианты задач оптимизации структуры контрмер существенно увеличивают размерность задачи целочисленного программирования в сравнении с соответствующим "статическим" аналогом.

6. Рассмотрим формализацию подходов к оптимизации структуры ряда защитных мероприятий на уровне хозяйства – т.н. класс «оптимизационных задач локального уровня» с учетом хозяйственно-экономических ограничений.

Наиболее актуальными задачами из этого класса являются задачи формирования кормовой базы животноводства. При этом к ограничениям рассмотренных выше задач могут быть добавлены дополнительные требования, учитывающие специфику кормопроизводства (хозяйственные ограничения).

Приведем несколько наиболее характерных задач такого плана, связанных с проведением защитных мероприятий на пастбищах и/или сенокосах и формированием кормовой базы для имеющегося в хозяйстве поголовья скота с учетом качественных и количественных ограничений (соответственно по загрязнению продукции и объему производимой травы/сена).

Обозначим через c_i, V_i и S_i соответственно удельное загрязнение травы/сена (Бк/кг), объем производства (кг) и площадь (га) для пастбища/сенокоса $G_i, i=1, \dots, n$.

Пусть также V_0 – минимальный объем травы/сена, который должен быть заготовлен в данном году для имеющегося в хозяйстве поголовья; C_0 – установленный нормативами контрольный уровень на загрязнение травы/сена; CM_{ij} – защитные мероприятия (различные варианты коренного улучшения пастбищ/сенокосов), которые могут быть проведены на полигоне $G_i, i=1, \dots, n, j=1, \dots, k_i; b_{ij}$ – значение критерия выгода от реализации $CM_{ij}; p_{ij}$ – стоимость проведения $CM_{ij}; P_0$ – финансовые ограничения. Проведение коренного улучшения на пастбище/сенокосе G_i фактически исключает возможность использования травы/сена с G_i в данный год, что накладывает существенные ограничения на объем такого рода мероприятий за один год даже при наличии финансовых ресурсов.

Пусть x_{ij} соответствуют (1), тогда задача оптимизации структуры контрмер по рассматриваемому критерию b с учетом указанных ограничений выглядит следующим образом:

$$\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{k_i} b_{ij} x_{ij} \rightarrow \max, \quad (20)$$

$$\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{k_i} p_{ij} x_{ij} \leq P_0, \quad (21)$$

$$\sum_{j=1}^{k_i} x_{ij} \leq 1, \quad i=1, \dots, n, \quad (22)$$

$$\sum_{i=1}^n V_i (1 - \sum_{j=1}^{k_i} x_{ij}) \geq V_0. \quad (23)$$

Условия (20)-(22), как и в ранее обсуждаемых задачах, описывают проведение не более одного мероприятия на каждом полигоне с общими расходами, не превосходящими P_0 , максимизирующими выгоду от их проведения (которая будет получена в последующие годы). Условие (23) подразумевает проведение контрмер в таком объеме, что производство травы/сена на неохваченных в данном году пастбищах/сенокосах не ниже минимального уровня V_0 . Отметим, что при соблюдении полного запрета на использование корма с загрязнением выше установленных нормативов (контрольных уровней) условие (23) необходимо заменить на

$$\sum_{i: C_i < C_0} V_i (1 - \sum_{j=1}^{k_i} x_{ij}) \geq V_0, \quad (24)$$

т.е. учитываются оставшиеся полигоны G_i , на которых загрязнение продукции не превышает установленные контрольные уровни. Если имеется возможность импорта дополнительного количества «чистой» травы/сена, тогда условия (23), (24) должны быть надлежащим способом скорректированы или исключены из условий задачи.

Необходимо подчеркнуть, что оптимизационная задача может ставиться не только по функционалу выгоды b , но и по загрязнению продукции c (травы/сена или молока).

Могут быть рассмотрены также и другие задачи оптимизации структуры защитных мероприятий с учетом финансовых и хозяйственных ограничений. Можно подчеркнуть также, что предложенные методы могут быть использованы для решения самого широкого класса задач оптимизации вмешательства при ликвидации последствий техногенных аварий, далеко выходящих за рамки оптимизации структуры контрмер на радиоактивно загрязненных территориях.

При решении задач оптимизации структуры контрмер в рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий активно используется комплекс возможностей ГИСППР PRANA [7-9], в т.ч. для выбора объектов исследования G_i (с использованием баз данных и элементов ГИС), выбора множества контрмер CM_{ij} , допустимых для выбранных объектов, в т.ч. с учетом агроэкологических ограничений, оценки загрязнения c/x продукции (без проведения и с учетом проведения контрмер), соответствующих доз облучения населения и коллективных доз, а также финансовых затрат на реализацию каждой из возможных контрмер. Указанные и другие параметры и рассчитанные величины передаются приложению *CMopt* для непосредственного формирования оптимизационной задачи и ее решения.

Методы численного решения указанных задач базируются на применении соответствующих алгоритмов (основанных, в частности, на методе ветвей и границ [10]) и компьютерных систем, разработанных для решения задач целочисленного линейного программирования.

Литература

1. Intervention criteria in a nuclear or radiation emergency. Safety series No.109. - Vienna: IAEA, 1994. - 117 p.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ - 99). Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. /СП 2.6.1.758-99. - М.: Минздрав России, 1999. - 115 с.
3. The International Chernobyl Project. Technical Report. - Vienna: IAEA, 1991. - 740 p.
4. Козьмин Г.В., Круглов С.В., Курганов А.А., Яцало Б.И. и др. Ведение сельского хозяйства в условиях радиоактивного загрязнения: Учебн. пособие. – Обнинск: ОИАТЭ, 1999. - 188 с.
5. Яцало Б.И., Алексахин Р.М. Методы анализа защитных мер в сельском хозяйстве: оценка эффективности, уровни вмешательства и сравнение различных контрмер//Радиационная биология. Радиэкология. - 1997. - Т. 37. - Вып.5. - С. 114-124.
6. Yatsalo V.I., P. Hedemann Jensen and Alexakhin R.M. Methodological Approaches to Analysis of Agricultural Countermeasures on Radioactive Contaminated Areas: Estimation of Effectiveness and Comparison of Different Alternatives//Radiat. Prot. Dosim. – 1997. - V.74. - №1/2. - P. 55-61.
7. Yatsalo B., Mirzeabassov O., Okhrimenko I., Pichugina I., Kulagin B. PRANA - Decision Support System for Assessment of Countermeasure Strategy in the Long-term Period of Liquidation of the Consequences of a Nuclear Accident (Agrosphere)//Radiat. Prot. Dosim. – 1997. - V.73. - №№1-4. - P. 291-294.
8. Яцало Б.И., Демин В.Ф. Поддержка принятия решений по управлению техногенно загрязненными территориями на основе анализа риска с применением геоинформационных технологий//Атомная энергия. – 2002. - Т. 93. - Вып. 2. – С. 128-136.
9. Yatsalo B., Mirzeabassov O., Okhrimenko I., Pichugina I. et al. PRANA – Geoinformation Decision Support System for Rehabilitation of Radioactively Contaminated Territories. /In: Radiation Legacy of the 20th century: Environmental restoration. IAEA-Tecd-1280. IAEA. April 2002. pp.437-442.
10. Корбут А.А., Финкельштейн Ю.Ю. Дискретное программирование. – М.: Наука, 1969.

Поступила в редакцию 22.07.2003

МЕТОДЫ И АЛГОРИТМЫ ОПТИМИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ В ЗАДАЧАХ РЕАБИЛИТАЦИИ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ

Б.И. Яцало

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



Рассматриваются принципы радиационной защиты и методы их реализации включая использование анализа затраты-выгода для оценки эффективности и оптимизации контрмер, а также другие методы анализа и сравнения различных защитных мероприятий (альтернатив). Предложены обобщения классических методов затраты-выгода для анализа широкого круга защитных мероприятий и определения соответствующих уровней вмешательства в рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий в условиях неоднородной структуры загрязнения.

Цель радиационной защиты, согласно рекомендациям национальных и международных организаций [1-3], - охрана здоровья людей от воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, науке и медицине. Краткий исторический анализ развития принципов радиационной защиты и принципа ALARA (As Low As Reasonably Achievable) как ключевого звена современной системы радиологической безопасности представлен в [4].

При радиационной аварии (категория "вмешательства") система радиационной безопасности населения основывается на следующих принципах [1-3]:

- принцип обоснования - предполагаемое вмешательство должно принести обществу и прежде всего облучаемым лицам больше пользы, чем вреда, т.е. уменьшение ущерба в результате снижения дозы должно быть достаточным, чтобы оправдать вред и стоимость вмешательства включая его социальную стоимость;
- принцип оптимизации - форма, масштаб и длительность вмешательства должны быть оптимизированы таким образом, чтобы чистая польза от снижения дозы, т.е. польза от снижения радиационного ущерба за вычетом ущерба, связанного с вмешательством, была максимальной.

Особо подчеркивается, что в случае вмешательства дозовые пределы не применяются, поскольку "это может привести к противоречию с принципом обоснования" [1-3]. Вместе с тем указывается, что должны быть приняты все возможные меры для предотвращения серьезных детерминированных эффектов (т.е. в этих случаях вме-

шательство считается оправданным *априори*). Обоснование и оптимизация вмешательства фактически основаны на *максимизации* индивидуальной и коллективной *предотвращенных доз* (и дополнительной выгоды в рамках рассматриваемой стоимости вмешательства, см. (1), (6)), то время как в процессе оптимизации практической деятельности *минимизируются дополнительные полученные дозы* [2].

Попытка создания более общей системы радиологической защиты и соответствующих рекомендаций, охватывающих категории "практики" и "вмешательства", принята в документе МАГАТЭ [5].

Применение защитных мер (контрмер) в сельском хозяйстве [6,7] приводит к снижению коллективной дозы населения, поэтому такие мероприятия можно отнести к категории "вмешательства" (см., однако, [8,9], где доказана возможность увеличения доз населения в результате проведения защитных мероприятий, например, сельскохозяйственных контрмер при соблюдении запрета на потребление продукции с загрязнением, превышающим установленные нормативы). С другой стороны, процесс использования загрязненных угодий или продукции для сельскохозяйственных и продовольственных нужд в итоге приводит к повышению коллективных доз, что является основным признаком категории "практики". В общем случае, не вдаваясь в детали дискуссий по отнесению того или иного процесса или действия к соответствующей, необходимо добавить следующее.

При ликвидации последствий радиоактивного загрязнения (вмешательства) существует определенное различие между защитой населения и защитой работников, непосредственно вовлеченных в проведение вмешательства. Реализующие вмешательство работники получают дозы (или дополнительные дозы), как правило, когда они непосредственно вовлечены в реализацию защитных мероприятий. Население при этом будет получать дозы до тех пор, пока предпринятые меры не уменьшат или устранят их. Поэтому для указанной группы работников естественным является применение принципов радиационной защиты для категории "практики" с использованием необходимых дозовых пределов или дополнительных ограничений.

В настоящее время в международных и национальных комиссиях по радиологической защите продолжается обсуждение так называемой концепции "контролируемой дозы" (концепция Р.Кларка, [10]). В данной концепции, отражающей результаты дискуссий по спорным вопросам современных принципов и нормативов радиологической защиты, главной комиссией МКРЗ предлагается для широкого обсуждения пересмотренный и упрощенный подход к созданию новой методологии радиационной защиты. Данный подход опирается на принцип защиты отдельного индивида и отражает отказ от придания особого значения критериям, ориентированным на социальный уровень и базирующимся, в частности, на использовании коллективной дозы. В качестве одного из ключевых выдвигается следующий тезис: если риск неблагоприятного воздействия на здоровье подвергшегося наиболее сильному облучению индивида незначителен, тогда и общий риск незначителен, независимо от количества облученных. Принцип оптимизации радиологической защиты (принцип ALARA) предполагается заменить "принципом контроля" или ALARP [10].

Необходимо отметить весьма неоднозначное отношение к данной концепции международных и национальных организаций по радиологической защите. Предлагаемые положения "концепции контролируемой дозы" могут быть внедрены в том или ином виде не ранее 2005 г. после всестороннего обсуждения всех спорных вопросов и тщательной проработки основных принципов и методов ее реализации.

Для оценки эффективности защитных мероприятий, анализа обоснованности и оптимизации включая сравнение различных альтернатив находят применение анализ «эффективности затрат» (Cost-Effectiveness Analysis - CEA) и анализ «затраты -

выгода» (Cost-Benefit Analysis - CBA) [2,4,11-14], а также соответствующие экономические, радиологические и социально-психологические показатели совместно с различными вариантами *мультиатрибутивного* и многокритериального анализа (Multi-Attribute Utility Analysis - MAUA, Multi-Criteria Analysis - MCA) [17,18] и моделирования многомерных структур предпочтения экспертами (M-Crit) [19].

В общем случае для оценки эффективности защитного мероприятия или системы контрмер необходимо учитывать весь комплекс радиологических, экономических, экологических, а также социальных и психологических факторов. В то же время использование "мягких защитных мероприятий" (применение которых не вызывает значимых изменений социальных и психологических факторов), к которым можно отнести также и сельскохозяйственные контрмеры, позволяет ограничиться анализом радиологических и экономических показателей при исследовании их эффективности [2,4,12,13]. В этом случае основная информация сосредоточена в таких характеризующих контрмеру показателях как предотвращенная в результате использования контрмеры коллективная доза облучения населения (ΔS) и затраты на проведение контрмеры (P_c). При анализе контрмер используется также такой параметр как кратность уменьшения рассматриваемого радиологического фактора f (содержания радионуклидов в сельскохозяйственной продукции или индивидуальной дозы населения).

Базовым методом, рекомендуемым для оценки защитных мероприятий (обоснованности применения, оптимизации и эффективности), является *анализ затраты - выгода* (АЗВ) [11]. Основное соотношение, используемое в рамках данного метода, может быть представлено в следующем виде:

$$B = Y - Y_c - P_c + B_a, \quad (1)$$

где Y , Y_c - стоимостные эквиваленты радиологического ущерба соответственно без применения и с применением контрмеры, B_a - стоимостной эквивалент дополнительной выгоды от реализации защитного мероприятия. Указанное выражение может быть получено из следующего более общего соотношения, используемого в рамках данного метода для целей радиационной защиты:

$$B_0 = V - P - X - Y, \quad (1')$$

где V - общая польза, полученная в результате рассматриваемой деятельности (например, стоимостное выражение произведенной сельскохозяйственной продукции); P - стоимость затрат на производство без учета затрат на радиационную защиту; X - стоимость расходов на радиационную защиту; Y - соответствующий стоимостной эквивалент радиологического ущерба.

Выражение (1) может быть преобразовано в

$$B = \alpha \Delta S - P_c + B_a, \quad (2)$$

где α - стоимостной эквивалент единицы коллективной дозы облучения [2,11].

Контрмера оправдана, если

$$B > 0. \quad (3)$$

Подчеркнем также, что взаимозаменяемые в ряде работ оптимизационные задачи

$$B \rightarrow \max, \quad (4)$$

$$Z = (P_c + Y) \rightarrow \min, \quad (5)$$

$$e = P_c / \Delta S \rightarrow \min, \quad (6)$$

где Z - величина суммарного ущерба, e - эффективность затрат (cost-effectiveness), не являются эквивалентными в общем случае.

Можно добавить, что стандартная процедура оптимизации на основе дифференцирования выражений/функций B или Z (например, $dB/df = 0$) практически не мо-

жет быть применена для оптимизации контрмер из-за отсутствия обоснованных зависимостей $P_c = P_c(f)$ (или $f = f(P_c)$) не только на всем интервале возможных изменений величин f (или P_c) для всех возможных контрмер, но и для отдельной контрмеры с возможностью варьирования ее стоимости. Однако возможным является дискретная оптимизация с использованием, например, согласно (4) выражения

$$V_{opt} = \max_{i,p} B(KM_i(p)), \quad (7)$$

где p - параметр контрмеры KM_i , $i = 1, \dots, n$.

Анализ альтернатив (отдельных контрмер или комплексов контрмер – защитных стратегий) и выбор наилучших/оптимальных из них с учетом методологии АЗВ состоит в выборе оптимального значения B (Z или e) согласно (4)–(6).

Для «жестких» контрмер, однако, учет только радиологических и экономических параметров может быть недостаточным [14], поэтому в таких случаях могут быть использованы и другие подходы к (количественному и качественному) анализу альтернатив.

Основной проблемой и препятствием на пути использования методов АЗВ в официальных рекомендациях и документах в рамках решения национальных задач радиологической защиты является нерешенная проблема цены риска (в данном случае - официально утвержденное значение параметра α).

В настоящее время выделяются следующие основные подходы к установлению цены риска [2,15,16]:

- использование валового национального продукта на душу населения;
- анализ желания общества платить за снижение риска;
- анализ готовности получать компенсацию за некоторый дополнительный риск.

В [14] подчеркивается, например, что для стран с примерно одинаковым уровнем жизни (при решении различного рода задач радиологической защиты) стоимость 1 чел.-Зв колеблется в пределах от 10000 до 650000 \$.

ДРУГИЕ МЕТОДЫ АНАЛИЗА АЛЬТЕРНАТИВ

При решении задач выбора оптимальной альтернативы используются различные методы структурирования множества альтернатив (классификация, стратификация, ранжирование и др.), подразделяемые на *критериальные* и *некритериальные* (методы мультиатрибутивного (МАУА) и многокритериального (МСА) анализа, а также ряд других методов) [17-19].

Критериальное структурирование основано на сопоставлении альтернатив по некоторому набору критериев. Некритериальные методы базируются на попарном сравнении альтернатив в целом (не используя понятия «критерий»). Однако ранжирование альтернатив на основе результатов парных сравнений представляет собой отдельную проблему. Классификация методов структурирования связана также с количеством ЛПР или экспертов, участвующих в процессе выбора (индивидуальные или групповые решения).

В подавляющем большинстве случаев структурирование множества альтернатив $\{a_i\}$ с использованием критериев базируется на наиболее популярном методе обработки критериальной таблицы ($x_{ij} = V_j(x_i)$ - оценка альтернативы i по критерию j) - «линейной свертке» (взвешенной сумме) значений альтернативы по критериям:

$$s_i = \sum_{j=1}^m x_{ij} w_j, \quad (8)$$

где вектор $w = (w_1, w_2, \dots, w_m)$ представляет собой весовые коэффициенты критериев. Применяется правило: чем больше значение s_i , тем лучше альтернатива a_i .

Однако указанная схема далеко не всегда дает корректный результат. В класси-

ческой работе по методам поддержки принятия решений (ППР) [20] доказано, что линейная свертка корректна только тогда, когда все критерии попарно независимы по предпочтению. Линейная свертка основана на неявном постулате «низкая оценка по одному критерию может быть компенсирована высокой оценкой по другому». Однако этот постулат верен отнюдь не для всех моделей сравнительной оценки «качества альтернатив».

Линейная свертка (8) – простейший пример функции полезности. При решении специализированных задач применяются и другие функции, в том числе и мультипликативная свертка. Она используется в моделях, основанных на постулате «низкая оценка хотя бы по одному критерию влечет за собой низкое значение функции полезности»:

$$s_i = \prod x_{ij} w_j; \quad (9)$$

при этом выполняются условия $0 \leq x_{ij} \leq 1$ и $\sum w_j = 1$ (где w_j – вес критерия j).

Серьезные проблемы при структурировании альтернатив связаны и с множеством самих критериев. Прежде всего, не всегда удастся обосновать тот набор критериев, который необходим и достаточен для обоснованного (с прикладной точки зрения) решения задачи ПР.

Основная проблема в задачах критериального упорядочения альтернатив связана с выбором весов критериев. Чаще всего веса назначают исходя из интуитивного представления о сравнительной важности критериев. Научный подход к проблеме выбора весов критериев разработан в [21].

Для структурирования альтернатив, представленных в виде критериальной таблицы, используют также другие методы различной сложности: от множеств недоминируемых альтернатив (множества Парето), попарного сравнения критериев по важности, методов единой порядковой шкалы (ЕПШ), до методов Электра, основанных на численных весах критериев, но не на функции полезности, и многих других так называемых решающих правил, с использованием или без использования обобщенных критериев (функции ценности/полезности) [20,21].

При групповой экспертизе множества альтернатив типичной является следующая ситуация:

- эксперты имеют разные мнения по поводу *набора* критериев,
- эксперты по разному оценивают сравнительную значимость критериев,
- эксперты дают разные оценки альтернатив по критериям.

Разнообразные методы группового анализа позволяют структурировать множество альтернатив в ситуации «разногласия» суждений экспертов (формирование и упорядочение набора критериев, компромиссная ранжировка критериев, обобщенная ранжировка критериев (метод медианы Кемени и др.), методы оценки альтернативы по критериям, анализ отдельных групп при невозможности построения обобщенной оценки и пр.) [20,21]. При этом способ обработки оценок в каждом конкретном случае должен подбираться индивидуально и тщательно обосновываться.

Некоторые примеры приведения к единой шкале и взвешивания различных радиологических, экономических и социальных факторов (проведенные для целей обсуждения и тренинга группы экспертов на примере анализа “жестких” контрмер – различных стратегий переселения) можно найти в [14]. Можно подчеркнуть, что такие методы особенно эффективны или незаменимы при наличии различных “качественных факторов”, например, влияния радиоактивного загрязнения/облучения на социально-психологические показатели населения (стресс, дискомфорт), в том числе на восприятие населением различных защитных стратегий и результатов их реализации.

Необходимо отметить, что анализ “затраты - выгода” (критерии Z, B) фактически является одним из вариантов многокритериального анализа, приводящим различные (экономические, радиологические) показатели к единой стоимостной шкале с помощью параметра α .

Основные классы задач в рамках оптимизации защитных мероприятий включая вопросы анализа эффективности и решения прямых задач оценки различных вариантов KM , а также оригинальные методы решения (обратных) задач оптимизации структуры KM с учетом финансовых и других ограничений рассмотрены в [22,23].

ОБОБЩЕНИЕ МЕТОДОВ АЗВ

Ниже представлены методологические аспекты реализации принципов радиационной защиты на базе (обобщенных) методов АЗВ в случаях (существенно) неоднородного распределения радиационного показателя ξ (плотности поверхностного загрязнения, загрязнения с/х продукции или индивидуальных доз) на рассматриваемой территории.

Ряд вопросов анализа защитных мероприятий в условиях неоднородного загрязнения территории рассмотрены в [8] с использованием функций распределения исследуемых величин. В частности, показана возможность и исследованы качественные и количественные характеристики увеличения коллективных/индивидуальных доз населения в результате применения сельскохозяйственных контрмер в условиях запрета на потребление продукции с загрязнением выше установленных нормативов.

Величина ξ может быть описана соответствующей плотностью распределения вероятности $\varphi(x)$, т.е.

$$\int_a^b \varphi(x) dx = P\{\xi \in [a, b]\}, \quad (10)$$

где $P\{\dots\}$ – вероятность рассматриваемого события. При этом, плотность $\varphi(x)$ может зависеть от времени t (например, если ξ – мощность дозы от выпавших радионуклидов), или этой зависимостью можно пренебречь (для долгоживущих радионуклидов включая дозы облучения от находящихся в окружающей среде радионуклидов радона).

Определим вид функционалов $B(\theta, KM)$ на основе АЗВ для решения задач обоснованности и оптимизации в рамках рассматриваемых сценариев неоднородности показателя риска ξ ; здесь KM – исследуемая контрмера, θ – соответствующий уровень вмешательства ($УВ$, точнее, согласно международной терминологии [2,24,25], производный уровень вмешательства или уровень действия ($УД$), т.к. указанные уровни представляют собой не предотвращенные в результате вмешательства дозы, а выражаются в единицах базовых/измеримых величин (прежде всего, в мЗв/год или кБк/м²); для простоты изложения, однако, будем использовать ниже единое сокращение – $УВ$).

ОПТИМАЛЬНЫЕ УРОВНИ РЕАГИРОВАНИЯ/ДЕЙСТВИЯ

Для упрощения изложения будем рассматривать ниже ξ как величину, описывающую индивидуальную (накопленную) дозу населения; для других представлений радиационного показателя ξ (например, индивидуального риска смерти или плотности загрязнения) изложенный ниже подход меняется лишь незначительно через введение ряда других параметров и/или изменение трактовки некоторых ключевых величин.

Всюду ниже X обозначает стоимость контрмеры (X_1 в пересчете на одного человека), α – стоимостной эквивалент единицы коллективной дозы [1,2]. Введем также следующие обозначения: $d_1(\theta)$ – доля населения, общую численность которого обо-

значим через N , со значением фактора риска $\xi \leq \theta$; $c_1(\theta)$ и $c_2(\theta)$ – средние значения ξ в области $\xi \leq \theta$ и $\xi > \theta$ соответственно, тогда

$$d_1(\theta) = \int_0^{\theta} \varphi(x) dx; \quad d_2(\theta) = \int_{\theta}^{\infty} \varphi(x) dx = 1 - d_1(\theta), \quad (11)$$

$$c_2(\theta) = \int_{\theta}^{\infty} x\varphi(x) dx / d_2(\theta); \quad (12)$$

(выражения остаются корректными, несмотря на то, что $0 < x_{min}, x_{max} < \infty$).

В результате проведения контрмеры в области $\xi > \theta$ с кратностью $f (> 1)$ уменьшения радиационного показателя ξ будет предотвращена коллективная доза ΔS :

$$\Delta S = d_2 N c_2(\theta) (1 - 1/f) = N(1 - k_2) \int_{\theta}^{\infty} x\varphi(x) dx, \quad (13)$$

где $k_2 = 1/f$. Затраты на проведение контрмеры $X = d_2 N X_1$, тогда выгода от реализации вмешательства может быть представлена согласно (2) в виде

$$B = \alpha \Delta S - X + B_0 = \alpha N(1 - k_2) \int_{\theta}^{\infty} x\varphi(x) dx - N X_1 \int_{\theta}^{\infty} \varphi(x) dx + B_0. \quad (14)$$

Вмешательство обосновано, если

$$B(\theta; CM_i) > 0, \quad (15)$$

а оптимизационная задача имеет вид

$$B(\theta; CM_i) \rightarrow \max, \quad (16)$$

для решения которой используется, как правило, метод оптимизации (7).

Задача выбора УВ состоит в определении такого значения θ , что при $\xi \leq \theta$ ситуация признается нормальной (не требующей специального вмешательства), а при $\xi > \theta$ требуется вмешательство (из рассматриваемого класса контрмер $\{CM_i\}$, $i=1, \dots, n$). При этом ставится задача выбора обоснованного УВ согласно (15) или оптимального значения θ , доставляющего максимум выбранному критерию/функционалу (16) [2,24,25].

В [25] рассмотрены вопросы оценки т.н. обоснованных минимальных УВ (justified Action Levels) на основе анализа выражений вида (15). Определенные на базе АЗВ УВ (см., например, [2]) получены, строго говоря, на основе использования принципа "обоснованности", т.е. решения относительно θ неравенства (15).

В ряде документов уровни вмешательства/действия называются оптимальными [2], поскольку они определяются на основе дифференцирования функции $B(\theta; CM_i; p_1, \dots, p_n)$ (p_i – некоторые дополнительные параметры) и решения уравнения $dB/dp_i = 0$ для некоторого p_i (в как правило для параметра времени t). Однако с математической точки зрения есть разница между решениями уравнений $dB/dp_i = 0$ и $dB/d\theta = 0$ относительно θ (хотя и не исключено, что для простых функционалов $B(\theta; CM_i; p_1, \dots, p_n)$ эти решения могут совпадать). С прикладной точки зрения это может соответствовать различиям в выборе значения УВ θ как некоторого значения величины x (представляющей собой плотность загрязнения, дозу или др.), которое доставляет максимум функции и $B(\theta, x, t)$:

а) в какой-то момент времени $t = t_0$ для (однозначной) функции $x = x(t)$ (где $x(t)$, например, – динамика среднего загрязнения или средней дозы);

б) когда в каждый момент времени t значение x представляет собой некоторую распределенную величину, изменяющуюся от x_{min} до x_{max} (и которая может быть описана плотностью функции распределения $\varphi(x, t)$).

Практически все работы по анализу УВ ограничены анализом задачи а), в то вре-

мя как задача б) всегда является актуальной ввиду неоднородного распределения радиационных показателей.

Ниже будут рассмотрены некоторые подходы к выбору оптимальных значений обобщенных УВ (generic Action Levels) для ряда сценариев, соответствующих задаче б).

Дифференцируя выражение (14) по θ и полагая, что радиологическая эффективность контрмеры (k_2), ее стоимость (X_1), а также дополнительная выгода (B_a) от θ не зависят, получим

$$dB(\theta)/d\theta = N \varphi(\theta)(X_1 - \alpha(1 - k_2)\theta). \quad (17)$$

Приравнявая производную к 0 (и предполагая, что $\varphi(x) > 0$ в области изменения x от x_{min} до x_{max}), находим $\theta = \theta_{opt}$, где

$$\theta_{opt} = X_1 / (\alpha(1 - k_2)). \quad (18)$$

Как видно, значение полученное таким образом оптимального УР θ_{opt} не зависит от вида распределения $\varphi(x)$ (в случае зависимости B_a от $d_2(\theta)$ выражения (17), (18) изменятся незначительно). Экстремальная точка θ_{opt} на самом деле является точкой максимума, т.к. $dB(\theta)/d\theta > 0$ при $\theta < \theta_{opt}$ (см. (17)) и $dB(\theta)/d\theta < 0$ при $\theta > \theta_{opt}$ (дополнительные рассуждения, основанные на анализе интервалов роста/убывания функции $B(\theta)$, а также обоснованности выбора универсального УР, не зависящего от вида распределения фактора ξ на рассматриваемой территории, показывают, что выбор значения $\theta = \theta_{opt}$ в качестве оптимального можно считать обоснованным и для ранее оговариваемых случаев $\theta_{opt} < x_{min}$ и $\theta_{opt} > x_{max}$, а также возможных случаев нулевого значения плотности $\varphi(x)$ внутри интервалов (a, b) , $x_{min} < a < b < x_{max}$).

Осталось показать, что рассматриваемое нами вмешательство $KM(X_1, f)$ с характеристиками X_1 (стоимость) и $k_2 (= 1/f$ - радиологическая 'эффективность') обоснованно в диапазоне значений $\theta \geq \theta_{opt}$ (в предположении, что дополнительная выгода $B_a \geq 0$):

$$\begin{aligned} B(\theta) &= \alpha \Delta S - X + B_a \geq \alpha N(1 - k_2) \int_0^{\infty} x \varphi(x) dx - N X_1 \int_0^{\infty} \varphi(x) dx \geq \\ &\geq N(\alpha(1 - k_2)\theta \int_0^{\infty} \varphi(x) dx - X_1 \int_0^{\infty} \varphi(x) dx) \geq N d_2 \alpha(1 - k_2)(\theta - \theta_{opt}) \geq 0, \end{aligned} \quad (19)$$

т.е. для $\theta \geq \theta_{opt}$ вмешательство обоснованно; причем очевидно, что в случае проживания населения в зоне $\xi > \theta_{opt}$ (т.е., когда $\varphi(x) > 0$, по крайней мере, внутри некоторого интервала (a, b) где $x_{min} < a < b < x_{max}$) имеет место строгое неравенство $B(\theta_{opt}) > 0$. Таким образом, $\theta_{opt} \geq \theta_{just}$, т.е. оптимальный УВ θ_{opt} превосходит минимальный УВ θ_{just} .

Как видно из выражения (18), значение θ_{opt} зависит от параметров вмешательства (стоимости контрмеры X_1 и радиологической эффективности $k_2 (= 1/f)$). Однако, если предполагаемое вмешательство может состоять из некоторого множества контрмер $\{KM_i, i \in I\}$ (например, различные меры по уменьшению доз от радона), то согласно принципу оптимизации должна выбираться контрмера KM_0 и соответствующий ей УВ $\theta_{opt,0}$, при котором достигается максимум выгоды:

$$B(\theta_{opt,0}; KM_0) = \max_{i \in I} B(\theta_{opt,i}; KM_i), \quad (20)$$

С точки зрения определения оптимального обобщенного УВ достаточно использования выражения (18) и проведения соответствующего анализа неопределенностей, учитывающего диапазоны изменения входящих в (18) параметров. В конечном итоге, однако, ключевую роль в окончательном выборе значения θ_{opt} может сыграть наличие дополнительных радиологических и др. требований и ограничений включая особенности вмешательства данного класса и конкретные социально-экономические

условия его проведения.

Функционал выгоды (14), а также соответствующая оптимизационная задача (16), (17) без существенных изменений определяются для следующего сценария вмешательства: в зоне $\xi > \theta^*$, где θ^* - установленный уровень, обязательно проведение одной из (жестких) контрмер из класса $\{KM_{2,j}\}$; в зоне $\xi \leq \theta$ никакого вмешательства, а в зоне $\theta < \xi \leq \theta^*$ реализуется принцип оптимизации на базе контрмер класса $\{KM_{1,j}\}$. Решение задачи нахождения некоторого оптимального значения УВ $\theta = \theta_{opt}$, при котором выбранный критерий выгоды от вмешательства в зоне $\theta < \xi \leq \theta^*$ является максимальным, совпадает с (18).

Рассмотрим особо случай, когда значение радиационного показателя практически не варьируется в рассматриваемой зоне и адекватно описывается одним числом $\xi = C$ (т.е. $\varphi(x) = \delta(x-C)$, где $\delta(x)$ - дельта-функция). Тогда в предположении отсутствия дополнительной выгоды ($B_0 = 0$) функционал выгоды B при поведении контрмеры $KM(k_2, X_1)$ принимает вид

$$B = N (\alpha (1-k_2) C - X_1) = N \alpha (1-k_2) (C - \theta_{opt}), \quad (21)$$

где θ_{opt} определяется выражением (18). Откуда видно, что вмешательство оправданно - $B > 0$, если только $C > C_{just} = \theta_{opt}$, т.е. показано, что полученные на основе принципа обоснования для сценариев, адекватно описываемых одним/средним значением показателя риска ξ , минимальные оправданные УВ (C_{just}) на самом деле совпадают с УВ (θ_{opt}), полученными на основе принципа оптимизации для сценариев, учитывающих неоднородность распределения фактора риска ξ . Выше показано, однако, что в случае (существенно) неоднородного распределения фактора риска $\theta_{opt} = C_{just} > \theta_{just}$. Таким образом, в случае неоднородного распределения фактора риска проведение контрмеры может быть обоснованным и при УВ $\theta < C_{just}$ ($\theta_{just} < \theta < C_{just}$).

Положим в (18) $k_2 = 0$. Это может соответствовать таким жестким защитным мероприятиям как, например, переселение или запрет на потребление местной грязной продукции с заменой на привозную чистую), тогда выражение для определения θ_{opt} будет иметь вид

$$\theta_{opt} = X_1/\alpha, \quad (22)$$

что полностью совпадает со значением обобщенных УВ для указанных контрмер, приведенных в ряде работ и документов международных организаций [2].

УРОВНИ РЕАГИРОВАНИЯ В СЕЛЬСКОМ ХОЗЯЙСТВЕ

Вопросам выбора УВ в агрофере уделяется особое внимание, поскольку потребление загрязненных с/х продуктов во многих случаях вносит основной вклад в дозу облучения населения, проживающего на радиоактивно загрязненной территории. Методологические аспекты определения минимальных УВ в агрофере и в населенных пунктах для широкого класса контрмер рассмотрены в [25].

Неоднородное загрязнение территории, а также неоднородная структура типов почв приводят к существенно неоднородной структуре загрязнения с/х продукции на рассматриваемой территории [8,12,13]. Выбор конкретного УВ θ , разделяющего рассматриваемую продукцию на "чистую" (загрязнение $\xi \leq \theta$) и "грязную" ($\xi > \theta$), представляет собой комплексную радиолого-экономическую задачу. Задача выбора оптимального УВ θ не может быть решена однозначно. Решение такой задачи зависит от выбранного сценария исследования (оптимизационной задачи), включающего в себя как принятую защитную стратегию, так и критерий оптимизации.

Основное внимание в большинстве работ уделяется обоснованию выбора УВ θ , соответствующего следующему сценарию: запрет на потребление грязной продукции с соответствующей заменой на (привозную/покупаемую) чистую, продукция с загрязнением ниже УВ считается пригодной для потребления. Соответствующий уровень УВ

оценивается на основе АЗВ выражением

$$C_{ban} = b/\alpha e(50), \tag{23}$$

где b – стоимость (чистой) продукции, $e(50)$ – соответствующий рассматриваемым радионуклидам дозовый коэффициент [2,3]. Значение C_{ban} определяется на основе сравнения ущербов ($Z=X+Y$) рассматриваемых альтернатив: $Z_1=\alpha e(50)C$ для сценария «потребление местного продукта с загрязнением C (Бк/кг)», и $Z_0 = b$ для сценария «замена загрязненного продукта на чистый» ($Z_1 > Z_0$ при $C > C_{ban}$).

Таким образом, уровень загрязнения C_{ban} определяет следующие стратегии поведения на радиоактивно загрязненных территориях: ST_0 – загрязненная местная продукция заменяется чистой и ST_1 – произведенная местная продукция потребляется.

Для сценариев неоднородного загрязнения продукции актуальным является анализ стратегий ST_2 и ST_3 :

ST_2 – чистая продукция реализуется для потребления, грязная часть продукции реализуется на переработку для последующего потребления;

ST_3 – чистая продукция реализуется для потребления, грязная часть продукции заменяется (привозной) незагрязненной.

Для анализа стратегии ST_2 используем модифицированное для рассматриваемого класса задач выражение оценки чистой выгоды на основе (1'), тогда, нормируя значение выгоды на единицу всей произведенной продукции, получаем

$$B(\theta, ST_2) = b_1 d(\theta) + b_2 (1 - d(\theta)) - P_0 - k_1 \alpha e(50) A_1(\theta) - k_2 \alpha e(50) A_2(\theta) - X_1 (1 - d(\theta)) \tag{24}$$

где b_1, b_2 – стоимости единицы чистой и грязной продукции соответственно; k_1 – доля оставшейся в продукте активности радионуклидов после технологической переработки и кулинарной обработки [6]; k_2 – доля оставшейся в продукте активности радионуклидов после *специальной* технологической переработки и кулинарной обработки [6], (например, при переработке молока на масло/сыр $k_2 = 0.01 - 0.1$); $d_1(\theta)$ ($=d(\theta)$) и $d_2(\theta)$ ($=1 - d(\theta)$) – доли чистой и грязной продукции соответственно; $C_1(\theta)$ и $C_2(\theta)$ – средние загрязнения чистой и грязной продукции соответственно;

$$A_1(\theta) = \int_0^{\theta} x \varphi(x) dx = C_1(\theta) d_1(\theta) - \text{активность рассматриваемых радионуклидов в чистой}$$

продукции; $A_2(\theta) = \int_0^{\theta} x \varphi(x) dx = C_2(\theta) d_2(\theta) - \text{активность рассматриваемых радионуклидов в грязной продукции; } X_1$ – стоимость специальной/дополнительной обработки/переработки (единицы) грязной продукции.

Для нахождения оптимального уровня $\theta = \theta_{opt}$, разделяющего продукцию на чистую и грязную, про дифференцируем выражение (25), тогда

$$dB(\theta)/d\theta = \varphi(\theta) (b_1 + X_1 - b_2 - \alpha e(50) \theta (k_1 - k_2)). \tag{25}$$

Решением уравнения $dB(\theta)/d\theta = 0$ (в предположении, что $\varphi(\theta_{opt}) > 0$) является

$$\theta_{2,opt} = ((b_1 + X_1) - b_2) / (k_1 - k_2) \alpha e(50). \tag{26}$$

Как и выше показывается, что θ_{opt} соответствует максимуму $B(\theta)$.

Ущерб $Z=X+Y$ для стратегии ST_3 имеет вид

$$Z(\theta, ST_3) = k_1 \alpha e(50) A_1(\theta) + b (1 - d(\theta)), \tag{27}$$

где b – стоимость единицы (чистой) привозной продукции. Уравнение $dZ(\theta)/d\theta = 0$ для определения θ_{opt} на основе функционала $Z(\theta, ST_3)$ имеет решение

$$\theta_{opt} = b / k_1 \alpha e(50) \tag{28}$$

(при $\theta = \theta_{opt}$ достигается минимум $Z(\theta, ST_3)$). В то же время легко показывается, что оптимизационная задача на основе функционала

$$B(\theta, ST_3) = b_1 d(\theta) - P_0 - k_1 \alpha e(50) A_1(\theta) - b(1 - d(\theta)), \quad (29)$$

имеет несколько другое решение:

$$\theta_{3,opt} = (b_1 + b) / k_1 \alpha e(50). \quad (30)$$

Однако, если для обоснования величины $C_{дон}$ в (23) использовать не сравнение ущербов Z , а сравнение выгоды B , учитывающую при этом стоимость произведенного продукта, то выражении (23) совпадет с (30). Это один из примеров, когда решения задач оптимизации и обоснования на базе функционалов Z и B приводят к различным ответам. Концептуально отличия могут быть обоснованы выбором соответствующего сценария и модели оптимизации. При этом запрет на потребление местной продукции, выращенной, для потребления, а не для продажи, соответствует оптимизационной задаче $Z \rightarrow \min$. Однако на основе учета неопределенностей всех входящих в выражения (28) и (30) параметров можно утверждать, что полученное расхождение вряд ли можно назвать существенным при окончательном выборе/утверждении соответствующего значения УВ.

Выбор конкретных уровней вмешательства (УВ) является комплексным процессом, зависящим от целого ряда радиологических, экономических, социальных и др. факторов [2,3,5,10,14,25]. Использование АЗВ для обоснования выбора УВ, соответствующих рассматриваемому классу КМ, может быть оправданно, прежде всего, при определении т.н. обобщенных (*generic*) УВ и их производных. В то же время выбор конкретных УВ, соответствующих данной аварии и радиологической (экономической) обстановке, далеко не всегда основан на выводах, полученных на основе АЗВ. Однако использование АЗВ в качестве одного из методов анализа УВ может служить, как это подчеркивается в документах международных организаций [2,14], фактором гармонизации соответствующих уровней вмешательства на национальном и международном уровнях.

Литература

1. International Commission on Radiological Protection. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60 (Oxford: Pergamon Press) (1991).
2. Intervention criteria in a nuclear or radiation emergency. Safety series No. 109, Vienna: IAEA, 1994. - 117 p.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Ионизирующее излучение, Радиационная Безопасность. /СП 2.6.1.758-99. М.: Минздрав России, 1999. 115 с.
4. Яцало Б.И., Алексахин Р.М., Мирзеабасов О.А. Оптимизация радиационной защиты в агрофере: методы и компьютерные системы поддержки принятия решений // Радиационная биология. Радиоз экология. - 1997. - Т. 37. - Вып. 4. - С. 705-718.
5. Application of Radiation Protection Principles to the Clean-up of Contaminated Areas. IAEA, TECDOC-987. Vienna, 1997.
6. Management on the implementation of countermeasures in the agriculture after a nuclear accident. Vienna: IAEA-TECDOC-745, 1994. - 104 p.
7. Козьмин Г.В., Круглов С.В., Курганов А.А., Яцало Б.И. и др. Ведение сельского хозяйства в условиях радиоактивного загрязнения: Учебн. пособие. - Обнинск: ИАТЭ, 1999. - 188 с.
8. Яцало Б.И. Эффективность защитных мероприятий в условиях неоднородного загрязнения с/х продукции // Атомная энергия. - 1994. - Т. 76. - Вып. 6. - С. 526-530.
9. Yatsalo B.I. Can agricultural countermeasures lead to an increase in population doses? /Proc. of the 1996 Intern. Congr. on Rad. Prot. IRPA9, April 14-19, 1996. - V. 3. - P. 256.
10. Clarke R. Control of low-level radiation exposure: time for a change? // J. Radiol. Prot. - 1999. - V. 19. - № 2. - С. 107-115.
11. International Commission on Radiological Protection. Optimisation and Decision making in Radiological Protection. ICRP Publication 55 (Oxford: Pergamon Press) (1989).

12. *Yatsalo B.I., P. Hedemann Jensen and Alexakhin R.M.* Methodological Approaches to Analysis of Agricultural Countermeasures on Radioactive Contaminated Areas: Estimation of Effectiveness and Comparison of Different Alternatives. *Radiat. Prot. Dosim.* – 1997. - V.74. - №1/2. - P. 55-61.
13. Яцало Б.И., Алексахин Р.М. Методы анализа защитных мер в сельском хозяйстве: оценка эффективности, уровни вмешательства и сравнение различных контрмер//Радиационная биология. Радиозкология. - 1997. - Т. 37. - Вып. 5. - P. 114-124.
14. The International Chernobyl Project. Technical Report. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1991.
15. Демин В.Ф. Научно-методические аспекты оценки риска//Атомная энергия. – 1999. - Т. 86. - №1. - С. 46-63.
16. Демин В.Ф., Кутьков В.А., Сазыкина Т.Г., Яцало Б.И. Анализ риска в принятии мер радиационной и социальной защиты населения//Атомная энергия. – 1999. - Т. 87. - №5. - С. 384-395.
17. *Webb, G.A.M. and Lombard, J.* Decision-aiding Techniques for Radiological Protection. Intern. Conf. on Radiat. Prot. in Nuclear Energy, Sydney, 18-22 April, 1988 (Vienna: International Atomic Energy Agency. IAEA-CN-51/27) (1988).
18. *French S.* Decision theory: an introduction to the mathematics of rationality. Chichester: Ellis Horwood, 1986. - 534 p.
19. *Borzenko, V. and French, S.* Decision Analytic Methods in RODOS. In: The Radiological Consequences of the Chernobyl Accident. Proc. of the first Intern. Conf., Minsk, Belarus, 18-22 March, 1996 (Brussels-Luxembourg: European Commission. DG XII. EUR 16544 EN) pp.1149-1158 (1996).
20. Кини Р.Л. и Райфа Х. Принятие решений при многих критериях: предпочтения и замещения. – М.: Радио и связь, 1981.
21. Подиновский В.В., Гаврилов В.М. Оптимизация по последовательно применяемым критериям. - М.: Советское радио, 1975.
22. Яцало Б.И., Демин В.Ф. Поддержка принятия решений по управлению техногенно загрязненными территориями на основе анализа риска с применением геоинформационных технологий//Атомная энергия. – 2002. - Т. 93. - Вып. 2. - С. 128-136.
23. Яцало Б.И. Реабилитация радиоактивно загрязненных территорий: методы оптимизации структуры защитных мероприятий с учетом финансовых ограничений//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. - №3. - С.20-28.
24. *Hedemann Jensen, P., Demin, V.F., Konstantinov, Yu. O. and Yatsalo, B.I.* Conceptual Framework of Intervention Level Setting. EU-CIS Joint Study Project 2 (Roskilde: Ris?. R-716(EN)) (1994).
25. *Hedemann Jensen P. and Yatsalo B.I.* Methodology for Determining Action Levels for Clean-up of Contaminated Urban and Agricultural Environments. - *Health Phys.* 75(2):120-129; 1998.

Поступила в редакцию 22.07.2003

ВОЗМОЖНЫЕ РЕСУРСЫ ОКСИДНОГО ТОПЛИВА С ПОЗИЦИЙ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

И.В. Бахлаев, А.В. Данилычев, Д.Г. Елистратов, В.И. Матвеев

ГНЦ РФ- Физико-энергетический институт им.А.И. Лейпунского, г.Обнинск



Исходя из уровня максимальной самозащищенности обсуждается конкурентоспособность традиционного оксидного топлива по сравнению с перспективным нитридным. С ростом объемной доли оксидного топлива свыше 60% основные нейтронно-физические характеристики безопасности и воспроизводства в большом быстром реакторе сопоставимы с аналогичными характеристиками нитридного его варианта. Необходимость перехода на твэлы увеличенного диаметра требует снижения линейной нагрузки с потерей интегральной мощности активной зоны при одновременном увеличении длины кампании. Подобные активные зоны могут представлять интерес для концепций реактора-хранилища или реактора-выжигателя.

ВВЕДЕНИЕ

Поиск путей повышения экономичности и безопасности быстрых натриевых реакторов неизменно возвращается к выбору перспективного вида топлива. Используемое топливо должно

- обеспечивать требуемые нейтронно-физические и теплотехнические параметры активной зоны;
- быть технологически освоенным в изготовлении и переработке (при необходимости допускаются экономические и экологические технологии как закрытого так и открытого топливных циклов);
- быть работоспособным в традиционных для реакторов БН диапазонах рабочих температур при хорошей совместимости с натрием;
- способствовать решению задач безопасности и самозащищенности активных зон с точки зрения отработки им возможных возмущений по реактивности, расходам и температурам без превышения допустимых температур.

Рабочие теплофизические характеристики ориентируют разработчиков на керамические виды топлива; при этом наибольший интерес вызывает нитридное, а затем и карбидное топливо [1-3] несмотря на их малую освоенность в России и высокую пиролизность последнего [4].

При сопоставлении этих перспективных топлив с традиционным МОХ-топливом продемонстрировано, что оксидное топливо, имеющее худшие теплофизические [2] и нейтронно-физические свойства [1,3], исчерпало, по-видимому, свои возможности

© *И.В. Бахлаев, А.В. Данилычев, Д.Г. Елистратов, В.И. Матвеев, 2003*

в рамках композиционных составов, типичных для больших БН. В первую очередь, это касается таких важнейших для безопасности характеристик, как минимальные эффект выгорания ($\Delta\rho^{выг}$) и натриевый пустотный эффект (НПЭР)[3]. По этим показателям в перспективном промышленном большом реакторе оксидное топливо неспособно составить конкуренцию нитриднему и карбидному для традиционных композиций - доля топлива 45-50%. Наиболее прорабатываемому в последние годы нитриднему топливу присущ ряд характерных недостатков [5]:

- использование естественного азота помимо ухудшения нейтронно-физических характеристик активной зоны неминуемо приводит к повышенной радиотоксичности замкнутого топливного цикла (из-за накопления ^{14}C); для экологии, сопоставимой с переработкой оксидного топлива, необходим переход на ^{15}N с обогащением >99%;

- использование наиболее оптимального для нейтронно-физических параметров активной зоны топлива на основе ^{15}N в замкнутом топливном цикле потребует дополнительных затрат, связанных с регенерацией данного изотопа;

- существующая неопределенность в поведении нитридного топлива в области температур плавления (разложение с образованием металла) по-видимому заставит отказаться от принятой для МОХ-топлива концепции максимальной проектной аварии - расплавление 7 ТВС - из-за возможности образования жидких эвтектик «металлическое топливо/сталь».

В этой связи возникает необходимость поиска таких композиционных составов активной зоны с МОХ-топливом, которые могли бы обеспечить его конкурентоспособность с существующими проработками нитридных вариантов. С точки зрения КВА интерес представляют, в первую очередь, активные зоны с высокой объемной долей топлива, для которых могут быть выполнены условия НПЭР $\rightarrow 0$ и $\Delta\rho^{выг}\rightarrow 0$.

НАТРИЕВЫЙ ПУСТОТНЫЙ И ДОПЛЕРОВСКИЙ ЭФФЕКТЫ В АКТИВНЫХ ЗОНАХ С ВЫСОКОЙ ОБЪЕМНОЙ ДОЛЕЙ ТОПЛИВА

В иерархической структуре обоснования безопасности натриевых БН на первой стадии концептуальных проработок выбор основных нейтронно-физических характеристик осуществляется достаточно схематично. В первую очередь, анализируется соответствие основных параметров безопасности (эффектов реактивности) требованиям ПБЯ РУ АЭС [6]. В основу композиционно-компоновочных решений закладываются следующие предварительные условия:

- достижение нулевого или отрицательного НПЭР и компоненты реактивности, связанной с изменением плотности и температуры натрия (требования ПБЯ);

- снижение величины $0 < \Delta\rho^{выг} < 0,5\beta_{эфф}$ ограничивает введение реактивности, вызываемой «самоходом» стержней СУЗ.

Эти условия в большом БН определяют композиционный состав и компоновку активной зоны. Так для минимизации эффекта выгорания (реактор типа БН-1600) должна быть обеспечена объемная доля топлива >45%. Для удовлетворения требований по НПЭР при данной доле топлива должны выполняться определенные компоновочные решения: высота активной зоны большого БН не должна превосходить 80-85 см при расположении над ней натриевой полости ~50 см [3]. Предпочтение отдается нитриднему топливу, в том числе и из-за меньших рабочих температур, определяемых теплопроводностью.

На последующих этапах обоснования безопасности определяются требуемые соотношения между компонентами реактивности обратной связи и возможности их оптимизации. В больших БН определено наличие резерва в доплеровской компоненте для большинства аварий и необходимость сокращения этого резерва для аварии типа ULOF[6].

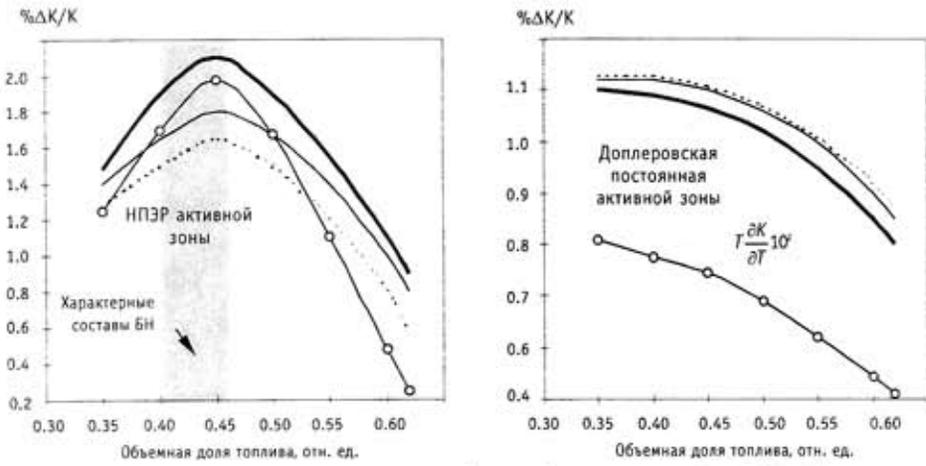


Рис.1. Зависимость НПЭР и доплеровской постоянной в большом быстром реакторе (типа БН-1600) от объемной доли топлива: плутоний без осколков деления: - - - - оружейный; — энергетический; — энергетический плутоний со средним выгоранием 7,5%т.а.; — энергетический плутоний с выгоранием 7,5%т.а. Реактор типа БН-800

Зависимость таких принципиальных для первого этапа обоснования безопасности эффектов реактивности как НПЭР и доплер-эффект от композиционного состава реактора приведена на рис. 1 (см.также [7,8]).

Здесь и ниже для большого БН рассматриваются оксидные варианты загрузки с воспроизводящими экранами на основе обедненной UO_2 (традиционная компоновка) с высотой активной зоны 85 см. Соотношение обогащений принято по аналогии с реакторами БН-800, БН-1600 ($350/3M0 = 1,235$) и сохранялось при выводе в критическое состояние. Для всех сопоставляемых вариантов принято одинаковое выгорание в %т.а (максимальное выгорание 10%, среднее выгорание 7,5%). Рассмотрено состояние на конец цикла, характеризующееся наиболее неудовлетворительными соотношениями коэффициентов реактивности. В параметрических исследованиях доля топлива изменялась за счет натрия, доля стали с учетом возможной компоновки ТВС оставалась практически неизменной.

Основные изменения НПЭР и доплер-эффекта при рассматриваемых вариациях объемной доли топлива (с сохранением объемной доли стали) связаны с изменением спектральных характеристик активной зоны (рис. 2) и, в первую очередь, в ее центральной области (ЗМО).

Для НПЭР доля нейтронов в области его положительности с учетом их общей доли в спектре нейтронов уменьшается (3-13 группы БНАБ) более интенсивно, чем снижение доли нейтронов в области отрицательности НПЭР (12-15 группы) - рис. 3. В области энергий доплер-эффекта это изменение наиболее характерно при объемной доле топлива 0,62 (рис. 4).

Вклад отдельных компонент НПЭР и их изменение при вариации объемной доли топлива приведен на

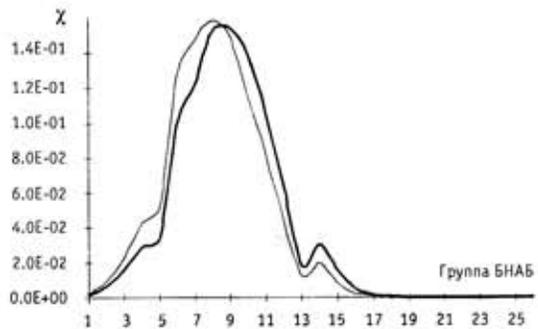


Рис.2. Характерные спектры нейтронов в центральной области реактора. Объемная доля топлива: — E=0,45; — E=0,62

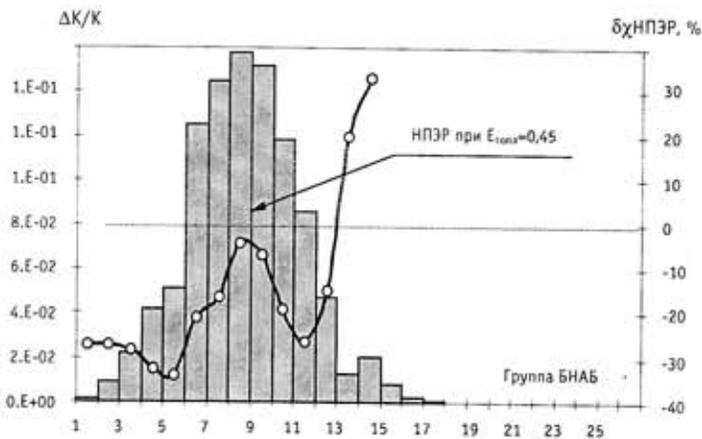


Рис.3. Спектральное распределение НПЭР (осушение активной зоны и ВТЭ) для $E_{tot,акт}=0,45$ и изменение спектра нейтронов в центральной части ЗМО при переходе к объемной доле топлива 62%: —○— $\delta\chi$ ($E=0,62$)

рис. 5 (расчет по теории возмущений 1-го порядка). Аналогичные спектральные распределения для компонент доплер-эффекта приводятся на рис. 6.

В табл. 1 представлены изменения нейтронного баланса при осушении активной зоны или ее разогреве.

Сдвиг нейтронного спектра при переходе к большим объемным долям топлива уменьшает количество нейтронов в энергетических областях, ответственных за проявление НПЭР и доплер-эффекта. С учетом спектрального распределения данных эффектов реактивности это уменьшение затрагивает, в основном, «крылья» НПЭР (5-7 и 10-13 группы БНАБ), а для доплер-эффекта - область энергий, приходящуюся на

Таблица 1

Баланс компонент нейтронно-физических процессов в эффектах реактивности при осушении и разогреве активной зоны (большой реактор типа БН-1600, оксидное топливо на основе энергетического плутония с выгоранием 7% т.а.)

НПЭР активной зоны, %ΔK/K (1500К)				
	0.35	0.45	0.55	0.62
Аксиальная утечка	-8.80E-03	-5.60E-03	-3.50E-03	-2.60E-03
Радиальная утечка	-1.60E-02	-7.50E-03	-4.40E-03	-3.30E-03
УТЕЧКА	-2.48E-02	-1.31E-02	-7.90E-03	-5.90E-03
ПОГЛОЩЕНИЕ	4.70E-03	3.60E-03	2.30E-03	1.30E-03
ЗАМЕДЛЕНИЕ	3.40E-02	2.90E-02	2.04E-02	1.32E-02
ДЕЛЕНИЕ	-1.71E-04	-2.70E-05	1.40E-05	2.24E-05
ЭФФЕКТ	1.37E-02	1.95E-02	1.49E-02	8.62E-03
K_{inf} невозмущенного варианта	1.002018	1.001583	1.001962	0.999992
Доплер-эффект (разогрев 1500-2100К), ΔK/K				
УТЕЧКА	2.84E-05	3.39E-05	3.70E-05	3.84E-05
ПОГЛОЩЕНИЕ	-2.89E-03	-2.60E-03	-2.32E-03	-2.15E-03
ЗАМЕДЛЕНИЕ	-4.52E-05	-4.65E-05	-4.80E-05	-5.04E-05
ДЕЛЕНИЕ	6.54E-04	5.00E-04	3.99E-04	3.58E-04
ДОПЛЕР-ЭФФЕКТ	-2.25E-03	-2.11E-03	-1.93E-03	-1.80E-03

его максимум (13-15 группы БНАБ). Это приводит к перераспределению чисел процессов, ответственных за формирование рассматриваемых эффектов реактивности.

В величине НПЭР наибольший вклад дают спектральная компонента (компонента замедления) и компонента утечки нейтронов. С уменьшением объемной доли топлива рост утечки высокоэнергетичных нейтронов при осушении активной зоны реактора является определяющим фактором в снижении НПЭР (рис. 5). Для большой объемной доли топлива снижение вклада компоненты утечки практически компенсируется уменьшением компоненты замедления в НПЭР; в результате НПЭР при объемной доле топлива >60% соизмерим с НПЭР активной зоны с пониженной долей топлива.

Для традиционных композиций активных зон БН ($\epsilon^{топл} \approx 45\%$) максимальный вклад в положительность НПЭР вносит компонента замедления, охватывающая область максимума в его спектральном представлении (рис.3,5); одновременное снижение отрицательной компоненты утечки в эффективности натрия определяет максимум положительности НПЭР для этих композиций.

Все это с ростом объемной доли топлива приводит к монотонному снижению основных компонент НПЭР за исключением компоненты деления (табл. 1), причем компоненты, дающие положительный вклад в НПЭР, снижаются в большей степени, чем отрицательная компонента утечки. В последней составляющая аксиальной утечки становится соизмеримой с составляющей радиальной утечки.

На рис. 7 представлены аксиальные распределения эффективности натрия при изменении объемной доли топлива; интегральные значе-

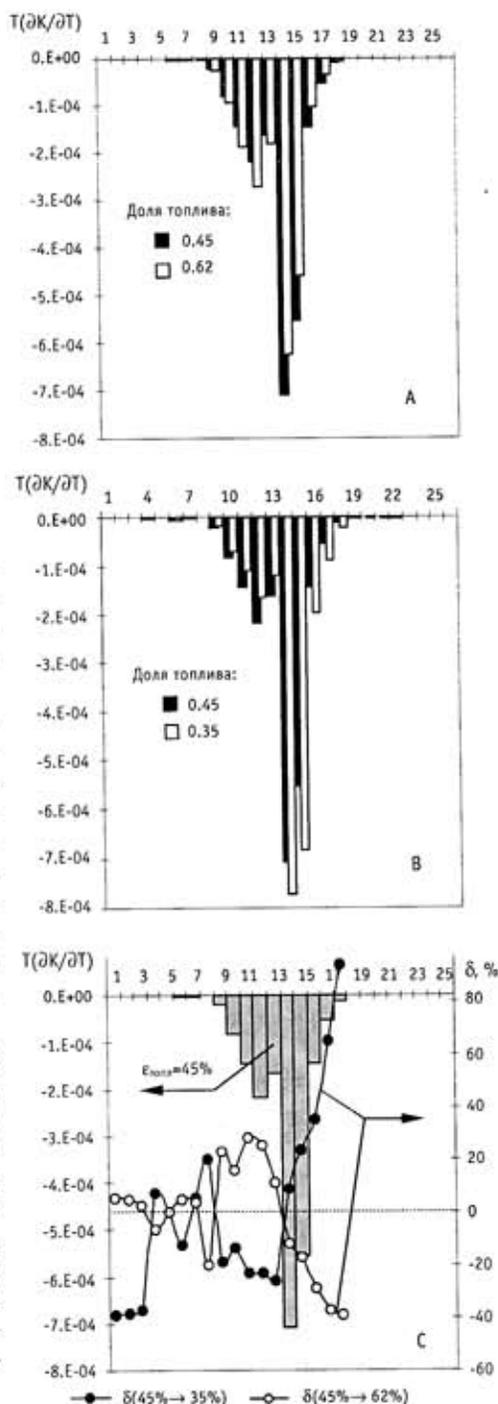


Рис.4. 26-групповые спектральные представления доплер-эффекта (равномерный разогрев 1500-2100 К) при различных объемных долях топлива (А,В) и их изменения при переходе от объемной доли топлива 45% к другим объемным долям (С)

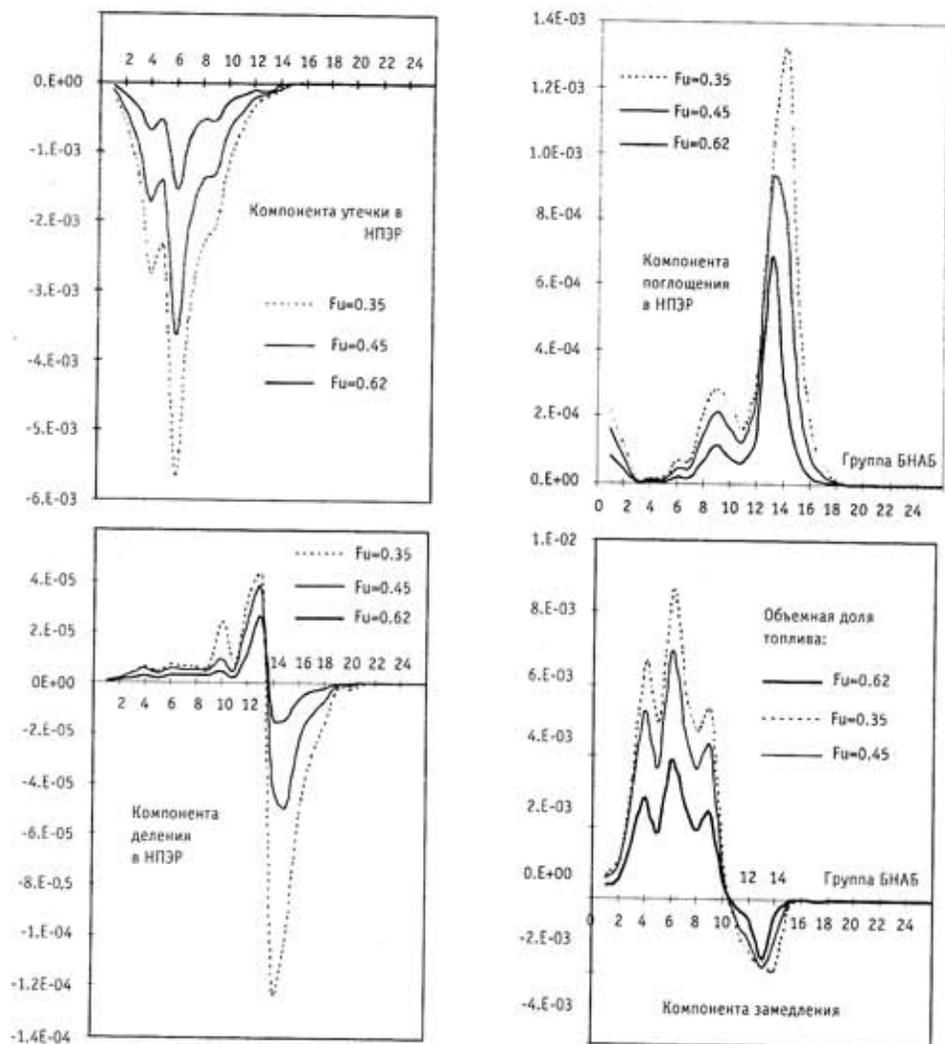


Рис.5. Спектральное представление компонент НПЭР ($\Delta K/K$) для различных объемных долей топлива

ния с учетом реальной концентрации натрия даны в табл. 2. По мере роста доли топлива эффективность 1 ядра натрия снижается в центральной области активной зоны, но за счет падения компоненты утечки (в первую очередь радиальной) растет в ее периферийной части. Зона максимальной положительности НПЭР смещается в ЗБО, но суммарная эффективность натрия во всей активной зоне уменьшается из-за меньшего объема ЗБО. Таким образом, снижение НПЭР всей активной зоны происходит, в первую очередь, из-за уменьшения в ней доли натрия; изменение его эффективности (с учетом радиального перераспределения последней) играет второстепенную роль.

Сдвиг максимально положительного НПЭР в ЗБО в значительной мере определяется обогащением этой зоны. Принятое на данном этапе постоянным для всех композиций соотношение обогащений ЗМО/ЗБО в дальнейшем должно подвергнуться корректировке с учетом радиального выравнивания поля энерговыделения. Допол-

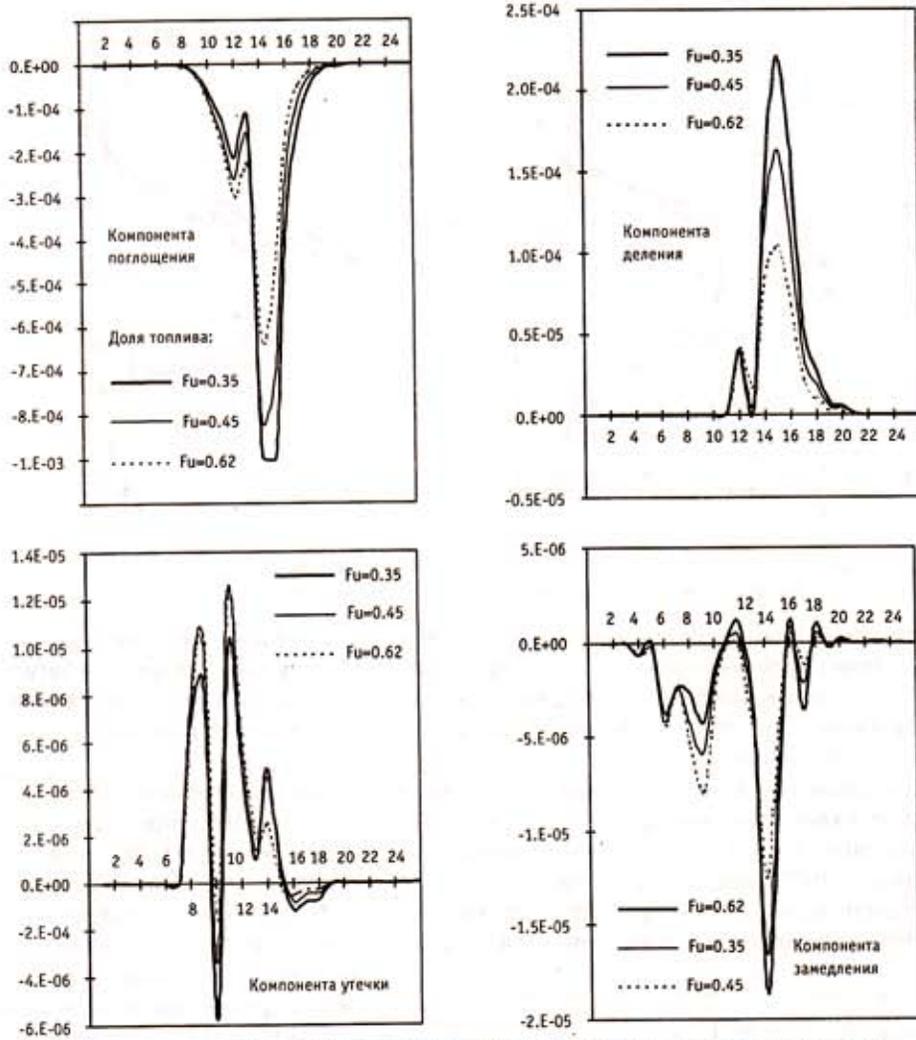


Рис.6. Спектральное представление компонент доплер-эффекта при различных объемных долях топлива (равномерный разогрев 1500-2100 К)

Таблица 2

Изменение интегральной эффективности натрия при увеличении доли топлива в активной зоне, $\Delta K/K$

Концентрация натрия	Топливная зона	Объемная доля топлива			
		35%	45%	55%	62%
10x24 яд/см ³	ЗМО	-5.43E-01	-9.89E-01	-5.12E-01	-4.38E-01
	ЗБО	-4.71E-02	-1.61E-01	-1.95E-01	-2.07E-01
	Вся а-з	-5.90E-01	-1.15E+00	-7.07E-01	-6.45E-01
Расчетная	ЗМО	-5.48E-02	-7.77E-03	-2.88E-03	-1.97E-03
	ЗБО	-4.75E-03	-1.27E-03	-1.09E-03	-9.30E-04
	Вся а-з	-5.96E-02	-9.04E-03	-3.97E-03	-2.90E-03

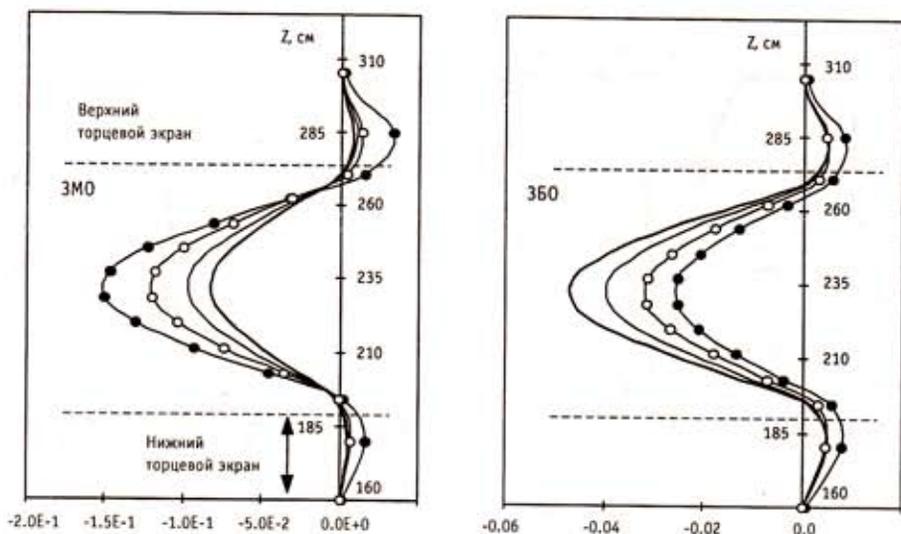


Рис. 7. Аксиальные распределения эффективности натрия $\Delta K/K$ по зонам малого и большого обогащения в слоях толщиной 1/10 высоты активной зоны (интеграл по радиусу 3MO и 360), концентрация натрия 10^{24} яд/см³. Доля топлива: ● 35%; ○ 45%; — 55%; — 62%

нительное снижение НПЭР с переходом в область отрицательных его значений в соответствии с требованиями ПБЯ РУ АЭС возможно при переходе к компоновке активной зоны с натриевой полостью над ней. Дальнейшая комплексная оптимизация плотных активных зон (при сохранении общих тенденций) неизбежно повлияет на приведенные результаты.

Для доплер-эффекта смягчение спектра нейтронов при последовательном переходе от малых объемных долей топлива (35%) к большим (>60%) приводит к его уменьшению за счет различной интенсивности снижения компонент деления (в том числе и на U^{238} выше порога деления последнего) и поглощения в области энергий, соответствующих максимуму доплер-эффекта (рис. 4, 6). Компонента поглощения снижается интенсивней, чем компонента деления, что в сумме приводит к последовательному уменьшению интегрального доплер-эффекта. При этом зависимость компонент деления и поглощения от объемной доли топлива практически линейная. Наблюдаемый спад доплер-эффекта в активных зонах с увеличенной долей топлива благотворно скажется на прохождении реактором аварии типа ULOF [6], где при падении расхода он играет роль компоненты реактивности обратной связи, стабилизирующей мощность.



Рис. 8. Типичный баланс реактивности в аварии типа ULOF для большого реактора с объемной долей топлива 62% (традиционная компоновка)

Значения коэффициентов реактивности в $(\Delta K/K)/\text{град}$, определяемых процессом теплового расширения материалов активной зоны, приведены в табл. 3 для различного композиционного состава боль-

Таблица 3

Коэффициенты реактивности от теплового расширения материалов в БН с различным композиционным составом активной зоны

Объемная доля топлива, %	Область активной зоны	Аксиальное расширение		Радиальное расширение	
		Топливо	Сталь	Топливо	Сталь
35	ЗМО	-8.85E-03	-3.69E-03	-1.21E-01	-2.17E-03
	ЗБО	-3.44E-02	-1.42E-02	-3.71E-01	-1.18E-02
45	ЗМО	-1.17E-02	-3.81E-03	-8.67E-02	1.15E-03
	ЗБО	-3.86E-02	-1.26E-02	-3.53E-01	1.90E-04
55	ЗМО	-1.31E-02	-3.58E-03	-6.30E-02	1.92E-03
	ЗБО	-4.06E-02	-1.10E-02	-3.36E-01	5.10E-03
62	ЗМО	-1.38E-02	-3.35E-03	-5.11E-02	2.25E-03
	ЗБО	-4.18E-02	-1.02E-02	-3.27E-01	7.80E-03

Примечание: традиционная компоновка, объем активной зоны соответствует реактору типа БН-1600, высота активной зоны 85 см

шого БН (для удобства сопоставления величины приводятся для условного коэффициента линейного расширения материалов $\alpha_{\text{топл,сталь}}=1/\text{град}$).

Реактивность, связанная с тепловым расширением, определяется, главным образом, изменением аксиальной утечки нейтронов при радиальном расширении топлива. Эта компонента практически линейно уменьшается с ростом объемной доли топлива, причем максимальное изменение в % приходится на центральную область (ЗМО). В ЗБО, вносящей максимальный вклад в компоненту радиального расширения, это относительное уменьшение существенно слабее, что определяется радиальным распределением непосредственно процесса аксиальной утечки нейтронов. Небольшая по вкладу в реактивность обратной связи компонента аксиального расширения топлива, определяемая изменением радиальной утечки нейтронов, незначительно возрастает при увеличении объемной доли топлива, причем для стали уменьшение поглощения на ней превалирует над увеличением утечки - компонента реактивности, связанная с радиальным расширением стали, меняет знак. В итоге типичный баланс реактивности в аварии типа ULOF имеет вид, представленный на рис. 8.

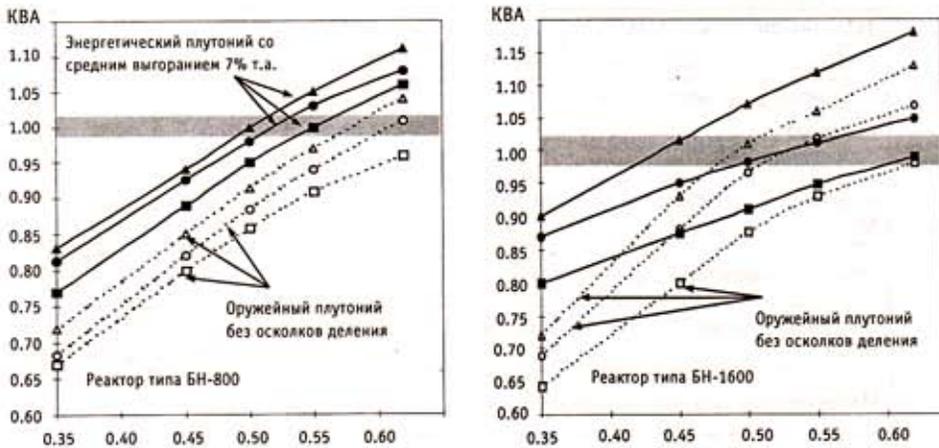


Рис. 9. Внутренний коэффициент воспроизводства оксидных и нитридных вариантов активной зоны (традиционная компоновка) при различной объемной долей топлива: ● оксид; ■ нитрид; ▲ нитрид (N-15)

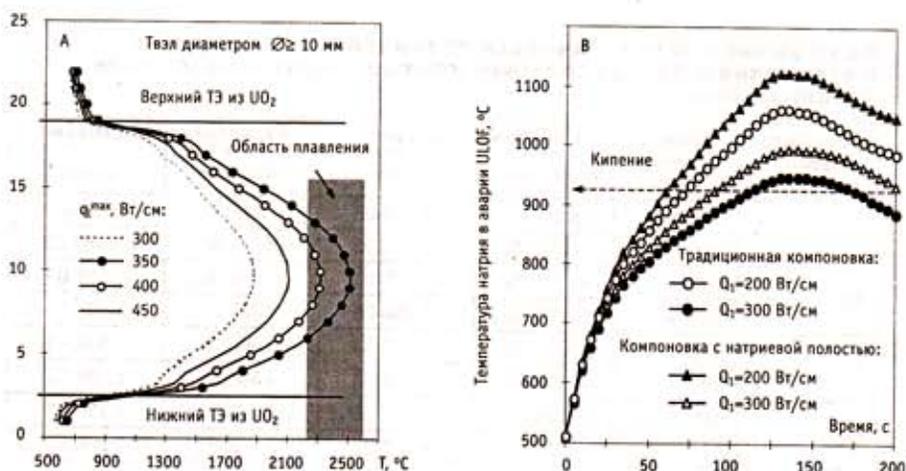


Рис.10. Допустимая предельная линейная нагрузка для твэлов с оксидным топливом при объемной доле $\epsilon_{топл} \cong 62\%$, исходя из номинальной температуры топлива (А) и поведения реактора в аварии ULOF (В) (температура натрия вход/выход =390°С/510°С); скорость натрия при $q_{max}=300$ Вт/см составляет 7,8м/с

ПАРАМЕТРЫ ВОСПРОИЗВОДСТВА

Для типичных составов оксидных активных зон реакторов БН достигаемые характеристики воспроизводства (в данном случае КВА) не могут обеспечить эффект выгорания $0 \leq \Delta\rho^{выг} \leq 0,5\beta_{эфф}$. С увеличением доли топлива параметры воспроизводства растут (рис. 9) и для рассматриваемой активной зоны с $\epsilon_{топл}=62\%$ становятся соиз-

Таблица 4

Параметры ТВС с объемной долей топлива 62%

Параметр	Диаметр оксидного твэла, мм		
	8,7	9,6	10,75
Толщина оболочки твэла, мм	0,45	0,45	0,45
Число твэлов в ТВС, шт	271	217	169
Диаметр дистанционирующей ленты, мм	0,30	0,45	0,63
Шаг твэлов, мм	9,00	10,05	11,38
Толщина стенки чехла, мм	2	2	2
Размер ТВС «под ключ»/ Зазор между ТВС мм	153,1/2	153/2	153/2
Объемные доли материалов,%:			
- топливо	62,2	62,0	62
- сталь/натрий	17,8/20,0	16,2/21,8	14,6/23,4
Постулируемая мощность активной зоны, МВт.эл.	1200 (800)	1200 (800)	1200 (800)
Объемное энерговыделение, кВт /л	244 (165)	244 (165)	244 (165)
Линейная нагрузка (средняя/ максимальная), Вт/см	140/190 (94/125)	175/235 (120/160)	230/300 (150/200)
Максимальная скорость натрия в ТВС, м/с	9,7 (6,5)	8,6 (5,7)	7,8 (5,2)
Максимальная температура топлива, °С	1324 (1050)	1520 (1160)	2130 (1815)
Предельная безопасная мощность, МВт.эл.	1100	1000	850

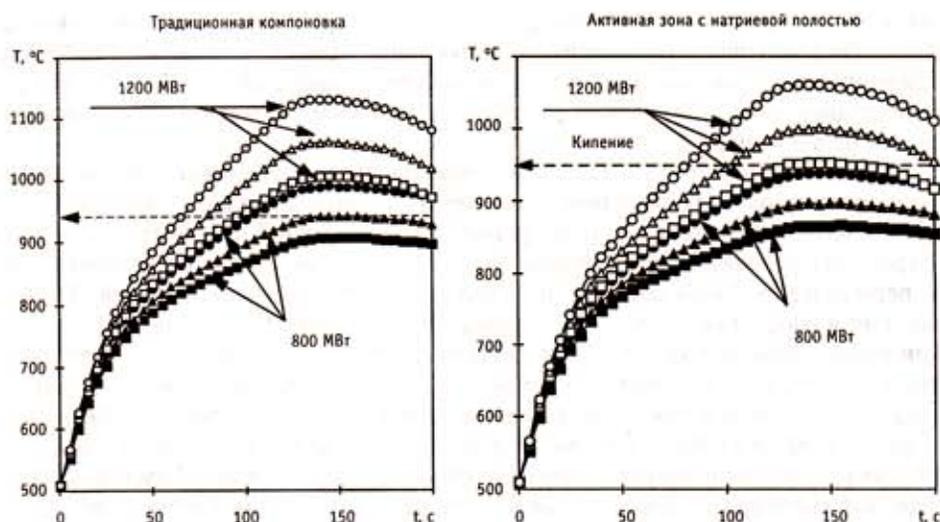


Рис.11. Максимальная температура натрия в аварии ULOF при различных диаметрах твэла в активной зоне с объемной долей топлива 62%. Диаметр твэлов: —□— 8,7 мм; —■— 9,6 мм; —○— 10,75 мм

меримыми с аналогичными параметрами нитридной активной зоны с традиционным композиционным составом. Для нитридного топлива увеличение объемной доли до таких же значений приведет к положительному $\Delta\rho^{быг}$, что потребует изменения регламента движения органов СУЗ.

ГЕОМЕТРИЯ ТВС. ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ПАРАМЕТРЫ И МОЩНОСТЬ РЕАКТОРА

Приведенные выше параметрические вариации объемной доли топлива с сохранением объемной доли стали выполнены в простейшем приближении к структуре твэла и ТВС. Возможность получения реальной геометрии ниже рассмотрена для различных диаметров твэлов. При этом сохранялись типичные для больших БН основные размеры: толщина оболочки твэла (0,45 мм), уменьшена толщина 6-гранной чехловой трубы ТВС (с 4 до 2 мм), размер ТВС «под ключ» принимался ~153 см, размер внутреннего отверстия в топливе принят $\varnothing_{ome}=1,6$ мм.

Доля топлива более 60% рассматривалась ранее только для боковых воспроизводящих экранов реакторов БН при диаметре твэла более 10 см. С учетом высоких плотностей энерговыделений, присущих активной зоне, дополнительным ограничением служила предельная тепловая нагрузка, обеспечивающая при реальных скоростях теплоносителя 7-10 м/сек непревышение рабочих диапазонов температур (типичный пример приведен на рис. 10).

Некоторые возможные компоновки ТВС приведены в табл. 4. Ограничения по рабочим температурам топлива свидетельствуют о необходимости уменьшения диаметра твэлов и шага между ними. Условие достижения максимальной самозащищенности в наиболее опасной аварийной ситуации с отключением насосов 1 контура (авария ULOF без кипения натрия) требует ограничения максимальной линейной нагрузки и, следовательно, интегральной мощности активной зоны. Так при ее объеме, сопоставимом с объемом реактора БН-1600, в реакторе с традиционной компоновкой трудно снять мощность более 900-1000 МВт (см.табл. 4 и рис. 10-11).

Важным фактором является введение натриевой полости над активной зоной, обеспечивающее отрицательность плотностной компоненты реактивности обратной

связи. Одновременное уменьшение диаметра твэлов приводит к уменьшению вклада доплер-эффекта, позволяя в таких активных зонах поднять мощность до 1100 МВт. При введении пассивных средств защиты или сохранении в аварии ULOF своих функций стержнями автоматического регулирования мощность реактора может быть увеличена по оценкам до 1200 МВт.

Переход к пониженным энерговыделениям определяет снижение рабочих температур материалов и как следствие - меньшее их радиационное распухание, что в частности позволяет перейти к рассмотренному зазору между ТВС (2 вместо 4 мм). Одновременно для получения принятого выгорания может быть увеличен интервал между перегрузками. Таким образом, активная зона с объемной долей топлива 60-62% работает в концепции «холодной» активной зоны, что позволяет ее перевести в режим работы реактора-хранилища, характерный большой исходной загрузкой определенных изотопов и длительной кампанией. Такой режим работы может реализовываться, например, в реакторах-выжигателях оружейного плутония или МА.

Для последнего вопрос достижения максимальной самозащищенности при пониженных рабочих температурах наиболее актуален. Следует иметь в виду, что все приведенные выше рассуждения исходили из условия достижения максимальной самозащищенности (невскипания натрия в наиболее опасных аварийных режимах).

В таком походе продемонстрировано, что за счет только внутренне присущих активной зоне коэффициентов реактивности в реакторе типа БН-1600 предельно достижимая мощность должна быть ниже постулируемой (1300-1400 МВт [9]). Поэтому связь предельной достигаемой мощности и объема активной зоны с увеличенной объемной долей топлива подлежит дальнейшей оптимизации. На данном этапе продемонстрирована возможность получения основных базовых характеристик оксидной активной зоны (КВА, пустотного и доплеровского эффектов) при увеличении в ней объемной доли топлива, сопоставимых с характеристиками нитридных активных зон. Тем не менее, при одинаковых объемах активной зоны и уровня ее самозащищенности без дальнейшей оптимизации компоновки предельная мощность оксидных активных зон может оказаться на 15-20% ниже, чем у нитридных.

ВЫВОДЫ

1. Создание оксидных активных зон большого быстрого натриевого реактора, конкурентоспособного по самозащищенности и основным нейтронно-физическим характеристикам нитридным вариантам его загрузки (в первую очередь, по НПЭР и КВА) потребует увеличения объемной доли топлива выше 60%.

2. Повышение объемной доли топлива до 60-62% приводит к изменению характерного спектра нейтронов и соответственно к перестройке нейтронного баланса. Это сказывается на величинах основных эффектов реактивности - НПЭР и доплеровского. Если для малых объемных долей топлива (35%) увеличиваются вклады компонент утечки и замедления в НПЭР, то для больших объемных долей снижается вклад спектральной компоненты. Хотя невозмущенные (по температуре или плотности натрия) нейтронные спектры достаточно близки, в области энергий, соответствующих НПЭР и доплер-эффекту, наблюдается спад числа нейтронов (на 15-20%), что также приводит к снижению этих эффектов.

3. Главную роль в снижении НПЭР играет уменьшение объемной доли натрия, при этом интегральные по активной зоне значения эффективности одинакового количества натрия (например, 10^{24} яд/см³) могут оказаться достаточно близки из-за радиального перераспределения эффективности натрия - снижение в центральной и рост в периферийной областях активной зоны.

4. Ограничения по рабочим температурам топлива и допустимым скоростям на-

трия в ТВС определяют предельную линейную нагрузку. В результате для традиционной компоновки при мощности реактора ~900 МВт размеры активной зоны сопоставимы с размерами активной зоны реактора БН-1600. При использовании компоновки с натриевой полостью и уменьшении диаметра твэлов средняя линейная нагрузка может быть снижена до 150Вт/см, а предельная мощность реактора, при которой не наступает кипения в аварии ULOF, может быть увеличена до 1000-1100 МВт. В таких компоновках с ростом отрицательности компоненты реактивности обратной связи, связанной с температурой натрия, уменьшается и влияние доплер-эффекта, стабилизирующего мощность за счет снижения стартовых температур топлива в аварии. При возможности использования средств пассивной защиты или срабатывании автоматических регуляторов наблюдаемый в аварии ULOF резерв позволяет увеличить мощность до постулированного значения $W \geq 1200$ МВт.

5. Низкие линейные нагрузки определяют увеличенную длину кампании реактора, приближая режим его работы к концепции реактора-хранилища.

Литература

1. Белов С.Б., Васильев Б.А. Окись, карбид, нитрид металл. Сравнение видов топлива по параметрам безопасности. – Докл. на советско-американском семинаре "Проблемы лицензирования реакторов на быстрых нейтронах", АНЛ, Иллинойс-Айдахо, США, ноябрь 1990 г.
2. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. - М.: Энергоатомиздат, 1986.
3. Matveev V., Danilytchev A., Eliseev V., Vorotyntzev M. et. al. Physical Grounds for Further Improvement of Fast Sodium Power Reactor Safety. - In Proc. of Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird, Utah, August 1990. - V.2. - P. 25.
4. Котельников Р.Б. и др. Высокотемпературное ядерное топливо. – М., Атомиздат, 1978.
5. Ран Ф., Адамантиадес А., Кентон Дж. и др. Справочник по ядерной энерготехнологии. Пер. с англ. - М.: Энергоатомиздат, 1989.
6. Данильчев А.В., Елистратов Д.Г., Стогов В.Ю. Выбор определяющей аварии при обосновании концепции перспективных активных зон БН большой мощности повышенной безопасности. - Препринт ФЭИ-2882, 2001.
7. Хаммел Г., Окрент Д. Коэффициенты реактивности в больших быстрых энергетических реакторах. - М.: Атомиздат, 1975.
8. Данильчев А.В., Матвеев В.И., Пшакин Г.М. Эффекты реактивности в быстрых реакторах с гетерогенной активной зоной//ВАНТ, Сер. «Ядерные константы». – 1993. - Вып. 4(53). - С. 56-63.
9. Данильчев А.В., Елистратов Д.Г., Стогов В.Ю., Буренкова Т.М. Физические параметры самозащищенности как гаранты обеспечения предельной мощности перспективного быстрого натриевого реактора//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. - №4. - С. 3-18.

Поступила в редакцию 10.03.2003

РАСЧЕТ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЯ В ШАХТЕ РЕАКТОРА БН-600 С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА СОПРЯЖЕНИЯ

В.А. Грабежной*, В.В. Коробейников*, Э.П. Попов*, В.И. Савицкий*,
В.А. Сергеев*, О.В. Николаева**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск,
ИПМ РАН, Москва*



В работе приводятся результаты расчетных исследований по прохождению излучения с применением метода сопряжения в протяженной защите со сложной гетерогенной структурой, в частности, в нейтроноводах и в шахте реактора БН-600. Результаты расчетов сравниваются с экспериментом.

ВВЕДЕНИЕ

Проведение расчетов распространения излучения в системах со сложной структурой является достаточно трудной задачей. Ситуация усложняется необходимостью использования высокоточных расчетных методов. Наличие разнообразных трехмерных включений, расположенных асимметрично и находящихся на значительном удалении от центра активной зоны, делает задачу еще более трудноразрешимой.

На первый взгляд может показаться, что для расчета геометрически сложных задач наиболее подходящим является метод Монте–Карло, однако при его реализации для решения такого рода задач возникают труднопреодолимые препятствия. Перечислим основные причины, усложняющие применение метода Монте–Карло:

- удаленность детектора от источника,
- разномасштабность неоднородностей детектора и источника,
- необходимость расчета функционала по небольшим подобластям (локальный детектор).

Детерминистические методы решения уравнения переноса в высоких приближениях развиты, в основном, для простых геометрий. Только сравнительно недавно стали появляться трехмерные программы, основанные на методах дискретных ординат. Выходом из создавшегося положения является применение приемов, основанных на методах сопряжения.

Уже давно было замечено, что многие сложные системы ЯЭУ на самом деле представляют собой соединение достаточно простых подсистем, расчет которых существенно проще исходной сложной. В [1] развиты методы сопряжения, суть которых состоит в разбиении сложной исходной системы на несколько вспомо-

© В.А. Грабежной, В.В. Коробейников, Э.П. Попов, В.И. Савицкий, В.А. Сергеев, О.В. Николаева, 2001

гательных подсистем, в том или ином смысле более простых. Далее в каждой из них уравнение переноса решается с использованием метода, соответствующего требуемой точности расчета. Полученные решения вспомогательных задач затем сшиваются на заранее выделенных поверхностях и образуют решение исходной задачи. Вычислительные приемы сопряжения использовались авторами [1] при решении достаточно широкого класса задач расчета реакторов и защиты. Это расчеты полей излучений за протяженными защитами, активации натрия второго контура, радиационных повреждений в конструкционных материалах и в биологической ткани, скоростей счета датчиков СУЗ нейтронных характеристик в медицинских пучках и т.д. В данной работе описывается применение метода сопряжения для определения относительного распределения γ -излучения от медной проволоки, облученной в шахте реактора БН-600 под П-образной защитой, напротив нейтронопроводов.

ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ МЕТОДОВ СОПРЯЖЕНИЯ

Рассмотрим основные положения метода сопряжения.

Допустим, что в исходной системе V , показанной на рис. 1а), имеется неоднородное включение, размещенное в области V_R . Распределение плотности потока в полной системе V , включающей в себя область детектора V_R и область источника V_Q , удовлетворяет уравнению переноса

$$\hat{L}\Phi(x) = Q(x), \quad (1)$$

на внешней границе F системы V заданы условия границы с вакуумом. Здесь $x = \{r, E, \Omega\}$, r - пространственные координаты, E - энергия частиц, Ω - направление их полета. Соответственно распределение функции ценности $\Phi^*(x)$ относительно физического процесса $R(x)$ в области V_R удовлетворяет сопряженному уравнению

$$\hat{L}^* \Phi^*(x) = R(x); \quad (2)$$

на внешней границе F системы V также заданы условия границы с вакуумом.

Требуется определить линейный функционал потока нейтронов I в области детектора V_R , включенной в V_D :

$$I = \langle \Phi, R \rangle = \int_{V_D} \int_{E} \int_{4\pi} \Phi(r, E, \Omega) R(r, E) d\Omega dE dr \quad (I = \langle \Phi^*, Q \rangle \text{ в области } V_Q) \quad (3)$$

Известно, что существуют эквивалентные билинейные поверхностные формы,

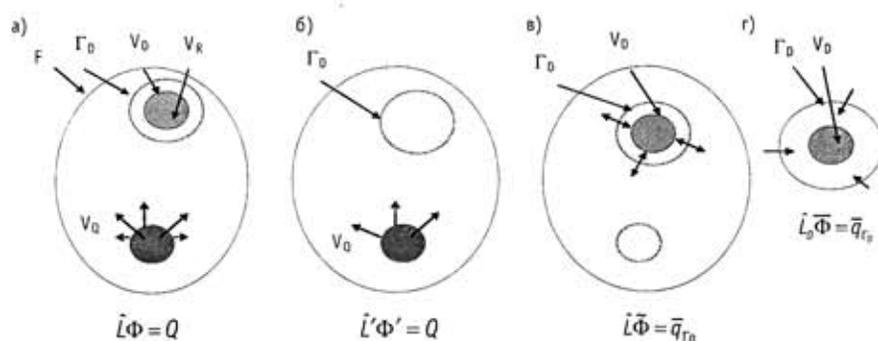


Рис. 1. Разложение исходной системы на упрощенные подсистемы согласно методу сопряжения: а) исходная система; б) вспомогательная подсистема без детектора; в) вспомогательная подсистема с детектором и псевдоисточником на поверхности Γ_0 ; г) усеченная подсистема с поверхностным псевдоисточником на поверхности Γ_0 .

позволяющие рассчитывать I как ток от билинейного распределения через поверхность Γ_D - внешнюю границу области V_D (n - нормаль к поверхности) либо через поверхность Γ_Q , включающую в себя внешний источник:

$$I = -\oint_{\Gamma_D} dr \int_{4\pi} d\Omega \int dE (n, \Omega) \Phi \Phi^*(r, E, \Omega) = \oint_{\Gamma_Q} dr \int_{4\pi} d\Omega \int_{\epsilon} dE (n, \Omega) \Phi \Phi^*(r, E, \Omega) \quad (4)$$

В работе Кейза [2] доказано, что фазовая плотность нейтронов в заданном объеме V , ограниченном поверхностью S , единственным образом определяется начальным распределением, источниками внутри объема и распределением излучения, падающего на S извне. Этот результат позволяет при определенных условиях получить решение уравнения переноса в некоторой подобласти V_D области V с помощью граничных условий на поверхности подобласти V_D и служит для обоснования методов сопряжения.

В [1] доказано, что существует широкий класс поверхностных источников, приводящих к правильному решению в некоторой внутренней подобласти $V_R \subset V_D$. Замечателен тот факт, что для конструирования этих поверхностных источников нет необходимости решать сложную исходную задачу, а можно обойтись расчетом упрощенной (возмущенной) системы. Здесь применяется следующий известный результат теории возмущений: для получения точного значения некоторого линейного функционала, представленного по формулам теории возмущений билинейной поверхностной формой (4), достаточно знать лишь одно из точных решений исходной задачи (прямое или сопряженное); второе решение при этом может быть как точным, так и приближенным.

Предлагается путь определения функционала I , показанный на рис. 1 а, б, в, г.

Исходная система 1а) заменяется двумя вспомогательными подсистемами 1б) и 1в).

Первой рассчитывается вспомогательная упрощенная подсистема 1б), в которой неоднородность V_R удалена. Распределение потока нейтронов в 1б) описывается уравнением

$$\hat{L}'\Phi' = Q(x)$$

также с граничными условиями свободной поверхности для внешней границы F . Система, изображенная на рис.1в), геометрически совпадает с исходной, однако в правой части уравнения переноса объемный источник в области V_Q заменен на поверхностный псевдоисточник на Γ_D , построенный на основе решения упрощенной системы 1б):

$$\bar{q}_{\Gamma_D} = -(n, \Omega) \Phi' \delta(r - r_{\Gamma_D}). \quad (5)$$

Плотность потока для системы 1в) подчиняется уравнению

$$\hat{L}\tilde{\Phi}(x) = q_{\Gamma_D}(x). \quad (6)$$

В [1] показано, что если область возмущения целиком содержится внутри поверхности сопряжения Γ_D , то решение уравнения (6) имеет вид

$$\tilde{\Phi}(x) = \begin{cases} \Phi(x) & \text{для } r \in V_D \\ \Phi(x) - \Phi'(x) & \text{для } r \notin V_D. \end{cases} \quad (7)$$

Из (7) следует, что решение задачи с "неправильным" источником дает истинное распределение плотности потока внутри области детектора и равно разности решений исходной и вспомогательной задач вне области детектора.

По мере удаления от области возмущения V_D решение Φ будет отличаться от решения Φ' все меньше и меньше, и можно найти поверхность, на которой это

отличие будет достаточно малым для обеспечения требуемой точности решения усеченной задачи. Тогда можно перейти к усеченной задаче $1z$) и решать задачу меньшей геометрической размерности. Отметим, что решение усеченной задачи будет уже приближенным, однако степень этого приближения зачастую может быть уменьшена при увеличении размеров "буферной зоны" между границей области V_R и поверхностью Γ_D . Разность $\Phi - \Phi'$ в окрестности поверхности сопряжения служит мерой при оценке погрешности. Если детектор обладает симметрией (азимутальной), то, усреднив граничное условие по азимуту, можно понизить размерность задачи без потери точности расчета функционала I . Реальное распределение заменяется симметричным, но интегральный функционал (3) при этом сохраняется.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА СОПРЯЖЕНИЯ К РАСЧЕТУ ПРОХОЖДЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В СЕКТОРЕ "НЕЙТРОНОВОД-ШАХТА РЕАКТОРА"

На рис. 2 схематически показана трехмерная расчетная модель – "сектор нейтроноводов – шахта реактора" в реакторе БН-600.

Комплекс задач, возникающих при расчете стандартными методами прохождения излучения на участке "сектор нейтроноводов – шахта реактора", включает в себе существенные трудности. К числу таковых относятся асимметрия компоновки реактора; перпендикулярная ориентация осей нейтроноводов и активной зоны; наличие двух нейтроноводов (короткого и длинного); локальный характер защиты (П-образная форма) в районе выхода нейтронного пучка из корпуса реактора. В соответствии с методом сопряжения рассматриваемая сложная система "реактор-нейтроновод-шахта" расщеплялась на три упрощенные подсистемы: цилиндризованный реактор; нейтроновод с окружающими материалами; канал измерений в шахте. Поверхность сопряжения, разделяющая первые две системы, представлялась суммой двух поверхностей цилиндрического блока – торцевой и боковой и для каждой поверхности строились собственные граничные условия.

Для блока нейтроновода была проведена процедура сопряжения с заменой

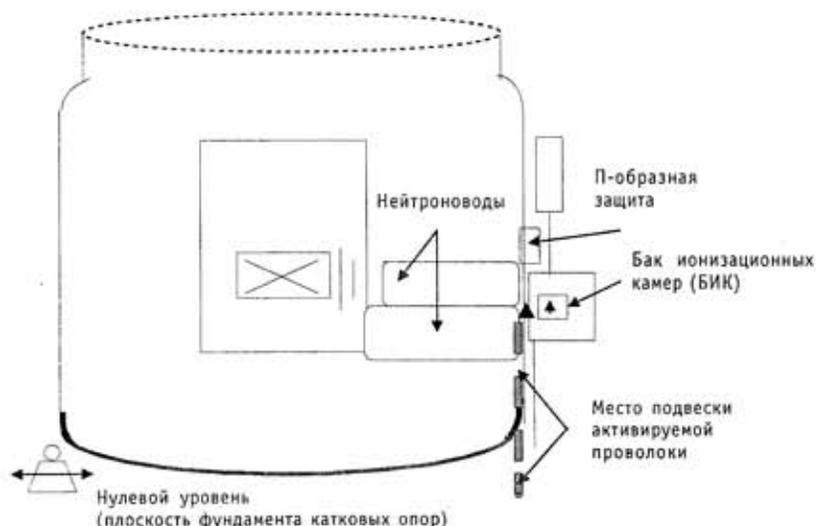


Рис. 2. Схема расположения нейтроноводов, БИК, П-образной защиты и измерительного канала в реакторе БН-600

Таблица 1

Экспериментальные и расчетные оценки потока тепловых нейтронов в БИК ($n/cm^2сек$); δ - отношение к проектной величине

Проектная величина	Измеренная величина	Расчет одномерный	Расчет двумерный	Расчет по методу сопряжения	Расчет по м. с. с учетом выреза в обечайке
6E+8	4,6E+8 $\delta=0,77$	4,16E+11 $\delta=693$	4,3E+10 $\delta=72$	9,2E+8 $\delta=1,5$	4,9E+8 $\delta=0,81$

решения исходной трехмерной задачи решением последовательно двух двумерных задач со шшивкой решений на границе сопряжения и построен алгоритм по расчету граничных условий для поверхности блока нейтронновода. При формировании граничных условий учитывались и существенные трехмерные особенности данного направления, в частности, вертикальный вырез элеваторной выгородки в стальной обечайке, окружающей активную зону и разнородное окружение: нейтронновод снизу, сталь с графитом с боков и натриевая полость сверху.

Известно, что наиболее точные и регулярные измерения в течение кампании реактора производятся в баке ионизационных камер (БИК).

В табл. 1 приведены результаты расчета нейтронновода по отношению к потоку тепловых нейтронов в центре БИК. Видно, что одномерный и двумерный расчеты показывают результаты в сотни и десятки раз больше величин экспериментально измеренной или проектной. Расчет по методу сопряжения близок к эксперименту и почти совпадает с ним, если учесть вырез в стальной обечайке, окружающей активную зону.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ГАММА-АКТИВНОСТИ МЕДНОЙ ПРОВОЛОКИ, ОБЛУЧЕННОЙ У КОРПУСА РЕАКТОРА

В процессе экспериментальных исследований в измерительные каналы на внешней поверхности корпуса реактора БН-600 опускались подвески с детекторами. Место расположения подвески показано на рис. 2. Рассматриваемая проблема состояла в исследовании прохождения нейтронного излучения по узкой (8,5 см) вертикальной щели между корпусом реактора и окружающим бетоном напротив нейтронноводов и П-образной защиты с последующим определением функционала активации меди. Измеренные распределения γ -активности от медной проволоки, отнесены к максимуму в точке на оси нижнего нейтронновода $\Psi(Y)/\Psi_{max}$ и приведены в табл. 2; они же показаны графически на рис. 4.

Расчеты проводились на основе метода сопряжения с использованием граничных условий, полученных из решения двух предыдущих вспомогательных задач: для цилиндризованного реактора (1) и отдельно взятого нейтронновода (2), что позволяет решать уравнение переноса в рассматриваемой области с нормировкой, соответствующей заданной мощности реактора. Идеализированная модель эксперимента представлена в (X-Y)-двумерной геометрии, с плоским источником нейтронного излучения на левой границе, сосредоточенным в окрестности нижнего нейтронновода (см. рис. 3). Модель содержит полость – вертикальную щель, которая служит основным каналом распространения излучения. Для верхней границы модели принимается условие отражения.

Для сравнения по точности различных приближений и расчетных результатов с величинами, измеренными экспериментально, удобно изучать их относительные распределения, приравненные в некоторой начальной точке, в исследуемом канале. Радиус корпуса реактора по отношению к ширине вертикальной щели кана-

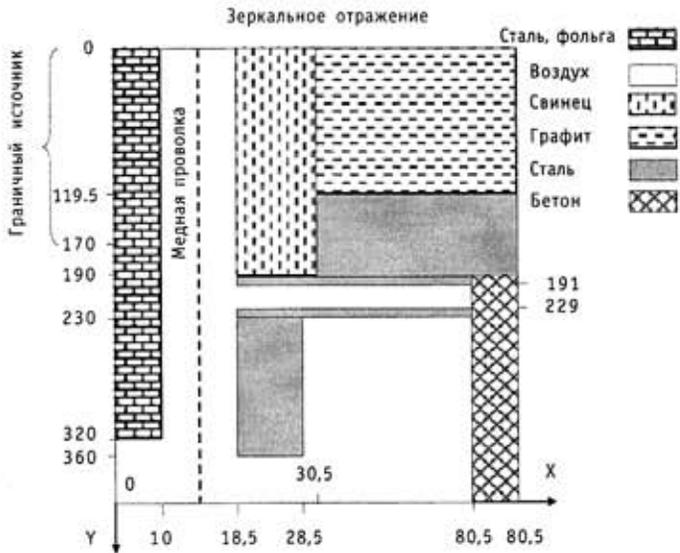


Рис. 3. Расчетная модель измерительного канала (размеры заданы в см)

ла измерений достаточно велик, и щель можно считать плоской, поэтому расчет S_n -приближения проводился в (X-Y)-геометрии.

После построения граничного условия в окрестности выхода из нейтроновода исследуется прохождение излучения по вертикальной щели между корпусом и окружающим бетоном в шахте реактора. Результаты расчетов приведены в табл. 2

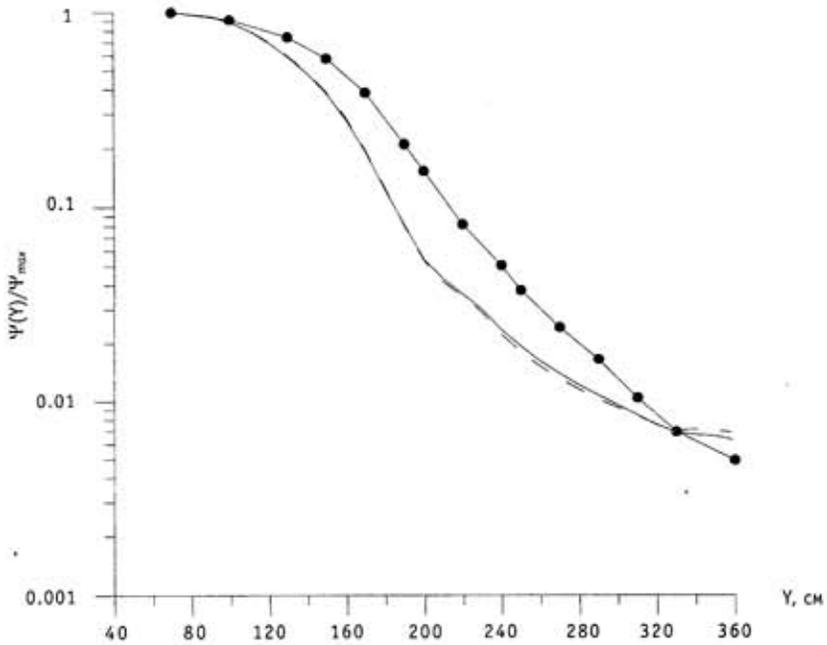


Рис. 4. Относительные распределения γ -излучения от медной проволоки, активированной в канале измерений в шахте реактора напротив нижнего нейтроновода: — — — КАСКАД; — — — РАДУГА 5.1 (П); • эксперимент. Распределения γ -активности отнесены к максимуму: $\Psi(Y)/\Psi_{max}$

Таблица 2

Относительные распределения γ -излучения от медной проволоки, активированной в канале измерений в шахте реактора напротив нижнего нейтронвода (расчетные и экспериментально измеренные)

Y, см	S ₇₀ КАСКАД	S ₁₀₀ TWO DANT	S ₁₀₀ КАСКАД	S ₂₀₀ КАСКАД	S ₁₄₄ РАДУГА	Эксперимент	Высота Y (см)
70	1	1	1	1	1	1	70
91.5	.946	.939	.943	.943	.945		
100	.890	.886	.877	.877	.888	0.912	100
111.8	.791	.776	.788	.788	.782		
120	.706	.698	.703	.703	.697		
130	.597	.597	.594	.594	.589	.741	130
140	.492	.483	.489	.489	.483		
150	.389	.375	.387	.386	.380	.575	150
160	.289	.290	.287	.286	.280		
170	.199	.186	.197	.195	.192	.384	170
180	.129	.124	.127	.126	.123		
190	.0818	.0757	.0796	.0796	.0807	.21	190
200	.0566	.0533	.0535	.0532	.0541	.153	200
210	.0448	.0425	.0421	.0416	.0431		
220	.0378	.0363	.0376	.0351	.0360	.0817	220
230	.0308	.0300	.0288	.0290	.0300		
240	.0240	.0232	.0225	.0224	.0236	.0505	240
250	.0188	.0184	.0179	.0180	.0193	.0377	250
260	.0153	.0154	.0150	.0152	.0162		
270	.0125	.0128	.0129	.0132	.0140	.0243	270
280	.0102	.0108	.0109	.0116	.0122		
290	.00836	.00923	.00936	.0103	.0108	.0166	290
300	.00679	.00798	.00817	.00933	.00958		
310	.00543	.00690	.00706	.00845	.00854	.0105	310
320	.00418	.00587	.00600	.00763	.00756		
330	.00327	.00505	.00529	.00709	.00695	.007	330
340	.00308	.00494	.00514	.00720	.00678		
350	.00258	.00474	.00497	.00709	.00664		
359	.00252	.00453	.00473	.00694	.00639	.005	360

и иллюстрируются графически на рис. 4.

Предполагая, что на протяжении измерительного канала активация пропорциональна скорости захвата нейтронов в меди, сравнивали приведенные относительные распределения мощности дозы γ -излучения и скорости захвата нейтронов по длине канала.

Расчетные результаты по программам КАСКАД [4] и TWODANT [6] получены с использованием только изотропных граничных условий. Анизотропия упругого рассеяния учитывалась в транспортном приближении. Расчетные результаты по программе РАДУГА-5.1(П) [5] получены с учетом анизотропии упругого рассеяния в P_1 -приближении. Граничные условия метода сопряжения подготовлены с учетом аксиального тока в нейтроноводе. Все расчеты по программе РАДУГА-5.1(П) выполнены по SWDD-схеме на многопроцессорном суперкомпьютере МВС-1000/М. Использовалось до 48 процессоров.

Относительные расчетные распределения γ -излучения, полученные по программе РАДУГА, до 4% выше расчетных распределений, полученных с использованием программных комплексов КАСКАД и TWODANT, для средней части канала измерений и на 8% ниже для его нижней части (см. табл. 2). Можно предположить, что эти малые различия в результатах расчетов вызваны, главным образом, учетом аксиального тока в нейтроноводе в граничных условиях для расчетов по РАДУГЕ. На рис. 4 приведены расчетные и экспериментальные распределения γ -активности от медной проволоки, облученной в измерительном канале в шахте реактора БН-600, отнесенные к максимальному значению в точке $Y=70$ см, на оси симметрии нейтроновода. В нижней части канала измерений, где для расчета прохождения излучения по щели требуются особенно мощные угловые сетки, данные вычислений описывают экспериментальное распределение хорошо.

Проведенные исследования оформлены в виде тестовой задачи и помещены в банк тестовых задач радиационной защиты в соответствии с предлагаемой в работе [3] классификацией как бенчмарк третьего класса, т.е. полномасштабный эксперимент на действующей установке с описанием идеализированной модели и вычислительных результатов. Адрес банка в сети Интернет: <http://rts.kiam.ru/verval/>.

ВЫВОДЫ

- На основе метода сопряжения разработана методика расчета защиты реактора в секторе нейтроноводов и далее получен расчет прохождения нейтронов в бак ионизационных камер.
- Проведен расчет прохождения излучения из нейтроноводов по каналам сложной формы в шахте реактора.
- Численные результаты, полученные на основе метода сопряжения и с применением нескольких программ высокого уровня, хорошо согласуются между собой и находятся в удовлетворительном согласии с экспериментальными данными.

ЛИТЕРАТУРА

1. Коробейников В.В., Усанов В.И. Методы сопряжения в задачах переноса излучения. – М.: Энергоатомиздат, 1994.
2. Кейз К., Цвайфель П. Линейная теория переноса. – М.: Мир, 1972.
3. Гермогенова Т.А., Дубинин Ф.Ф., Жарков В.П. и др. Новые материалы в банке тестовых задач радиационной защиты/ВПРоссийская научн. конф. по защите от ионизирующих излучений. Тезисы докладов. – Обнинск, 1998 – С. 63-65.
4. Волощенко А.М., Швецов А.В. КАСКАД-1.5 - программа для решения уравнения переноса нейт-

ронов, фотонов и заряженного излучения в двумерных геометриях /Сборник тезисов докладов VII Российской научн. конф. "Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок" (Обнинск, 22-25 сентября 1998 г.).

5. Басс Л.П., Гермогенова Т.А., Кузнецов В.С., Николаева О.В. Радуга-5.1 и Радуга-5.1(П) – программы для решения стационарного уравнения переноса в 2- и 3-мерных геометриях на одно- и многопроцессорных ЭВМ/Сб. трудов семинара "Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов" (Нейтроника-2001), Обнинск, 30 октября – 2 ноября 2001. В печати!

6. Alkouffe R.E., Brinkley F.W., Marr D.R., O'Dell R.D. Guid for TWODANT: a Code Package for Two Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle, Transport, LA-10049-M Los Alamos National Laboratory.

Поступила в редакцию 1.06.2003

САМОРЕГУЛИРУЕМЫЙ РЕАКТОР СВЕРХМАЛОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ. «МАСТЕР ИАТЭ»

Ю.А. Казанский*, В.А. Левченко**, Е.С. Матусевич*, Ю.С. Юрьев***,
И.П. Балакин*, В.А. Белугин***, С.Л. Дорохович**, А.А. Казанцев**,
А.В. Тихоненко*, А.А. Травлеев*, А.А. Уваров*

* *Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*

** *Экспериментальный научно-исследовательский методический центр «Моделирующие системы», г. Обнинск*

*** *ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



В настоящей статье подведены основные итоги первого этапа работ по изучению возможности создания реактора теплоснабжения сверхмалой мощности. Приведены концептуальная схема реакторной установки, названной МАСТЕР ИАТЭ, ее нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики. Рассмотрены возможности саморегулирования реактора и компенсация потери реактивности при выгорании топлива.

ВВЕДЕНИЕ

Одно из направлений использования ядерной энергии – это реакторы для тепло- и электроснабжения малой мощности (тепловая мощность до 100 МВт). Хорошее представление о работах по созданию блоков малой энергетики дают сообщения и доклады, сделанные на секции “Малая атомная энергетика” на 10 конференции Ядерного общества России (1999г.) [1], а также на Международном семинаре «Малая энергетика. Итоги и перспективы». (2001г.) [2].

В России длительное время эксплуатируется Билибинская атомная тепло-электроцентраль. Это единственная в мире действующая АТЭЦ, каждый из 4 блоков которой имеет установленную электрическую мощность 12 МВт и номинальный теплофикационный отбор пара от турбины 16.7 Гкал/ч.

В наших кратких сообщениях [3-7] рассматривались возможности разработки реактора для теплоснабжения сверхмалой мощности (300 кВт). В известной степени появление реакторов сверхмалой мощности является развитием работ по созданию реактора «Елена», разработанного в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова [8], известных проектных разработок канадского реактора бассейнового типа “Slowpoke”. В прошлом году появилась информация в Internet [9] о работе японских специалистов над реактором мощностью 200 кВт (электрических) для снабжения офисных небоскребов.

© Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, Е.С. Матусевич, Ю.С. Юрьев, И.П. Балакин, В.А. Белугин, С.Л. Дорохович, А.А. Казанцев, А.В. Тихоненко, А.А. Травлеев, А.А. Уваров, 2003

При достижении приемлемых условий окупаемости, безопасности и надежности реакторы сверхмалой мощности могут найти достаточно широкий спектр применения, например, в удаленных и труднодоступных районах, для автономного энергоснабжения военных объектов, для теплоснабжения и электроснабжения крупных зданий и т.п. Наконец, автономные источники сверхмалой мощности, эксплуатирующиеся длительное время в режиме саморегулирования, могут найти применение в странах, где научно-технический уровень не позволяет развивать собственную атомную энергетику.

Исследования возможностей создания ядерных энергоустановок сверхмалой мощности имеют и самостоятельное научное значение, поскольку они относятся к мало изученной области использования ядерной энергии.

В настоящей статье рассматриваются основные требования к реакторам сверхмалой мощности и возможные решения по реализации этих требований на примере реактора МАСТЕР ИАТЭ (малогабаритный автономный саморегулируемый теплопроводный реактор Института атомной энергии).

Работа имела финансовую поддержку в 2001-2003 гг. в рамках инновационной программы Минатома и Министерства образования.

ТРЕБОВАНИЯ К РЕАКТОРУ СВЕРХМАЛОЙ МОЩНОСТИ

Автономная реакторная установка сверхмалой мощности может оказаться востребованной, если она будет экономически целесообразной, саморегулируемой, безопасной, надежной в течение длительного срока службы и простой по своему устройству. Эти общие соображения высказывались, например, в работах [1-3, 8, 9].

Перечисленные ниже требования являются результатом анализа выше упомянутых работ.

Реакторная установка должна полностью собираться на заводе-изготовителе, транспортироваться к месту использования и на месте приводится в рабочее состояние.

Реакторную установку для пресечения хищения делящихся материалов, для локализации выхода радиоактивных продуктов при авариях целесообразно располагать под землей.

Длительность эксплуатации реакторной установки сверхмалой мощности должна быть достаточной, чтобы выработанная энергия могла компенсировать затраты на сооружение и эксплуатацию установки.

Надежность установки, в частности, определяется простотой ее устройства. Для этого желательно исключить все механические устройства и системы управления, например, использование естественной циркуляции избавляет от необходимости иметь насосы и арматуру. Реализация саморегулирования позволяет исключить систему управления и защиты реактора и, в предельном случае, отказаться от постоянного обслуживающего персонала.

Ограничение величины давления в системе снятия тепла также будет способствовать безопасности и надежности установки.

Сформулированные общие соображения можно представить в виде технических требований к описываемой в данной работе установке:

- тепловая мощность 300 кВт;
- температура воды у потребителя не выше 80°C;
- время работы без регулирования, перегрузки топлива и постоянного обслуживания 60 лет;
- температура теплоносителя ниже точки кипения;
- саморегулируемый режим работы в течение всей кампании;
- внутренне присущая безопасность за счет отрицательных обратных связей и от-

сутствия высокого давления в контурах;

- подземное расположение.

При разработке конкретной конструкции реактора были приняты следующие компоновочные решения:

- двухконтурная система отвода тепла (первый замкнутый контур с естественной циркуляцией, второй контур с принудительной циркуляцией – контур потребителя);
- передача тепла от ядерного топлива к теплоносителю первого контура осуществляется за счет теплопроводности материала активной зоны (своего рода «однотельный» реактор).

КОНСТРУКЦИЯ РЕАКТОРА МАСТЕР ИАТЭ

Эскизы конструкции установки МАСТЕР-ИАТЭ, отличающейся от первоначального варианта [3], приведены на рис. 1, 2.

В металлическом корпусе установки 1 (рис.1) внешним диаметром 1450 мм и высотой 5500 мм расположены теплообменник 2 и корпус реактора 4. Разделительная обечайка 3 предназначена для организации естественной циркуляции теплоносителя (вода) и создания подъемного участка. В теплообменнике вода второго контура (контура потребителя) нагревается до 80°C. Циркуляция в контуре потребителя принудительная.

Внутри корпуса реактора 2 (рис. 2) диаметром 1230 мм и высотой 2100 мм расположена активная зона 1.

Состав активной зоны реактора был выбран, в частности, из желания обеспечить контактную теплопроводность и сохранить в реакторе заметную долю тепловых нейтронов. Для этого оказалась подходящей следующая композиция: топливо в виде уран-бериллиевого сплава с добавкой магния, промежутки между топливными элементами заполнены магниевым сплавом. Размеры активной зоны определены допустимыми температурами внутри активной зоны.

Активная зона реактора (ди-

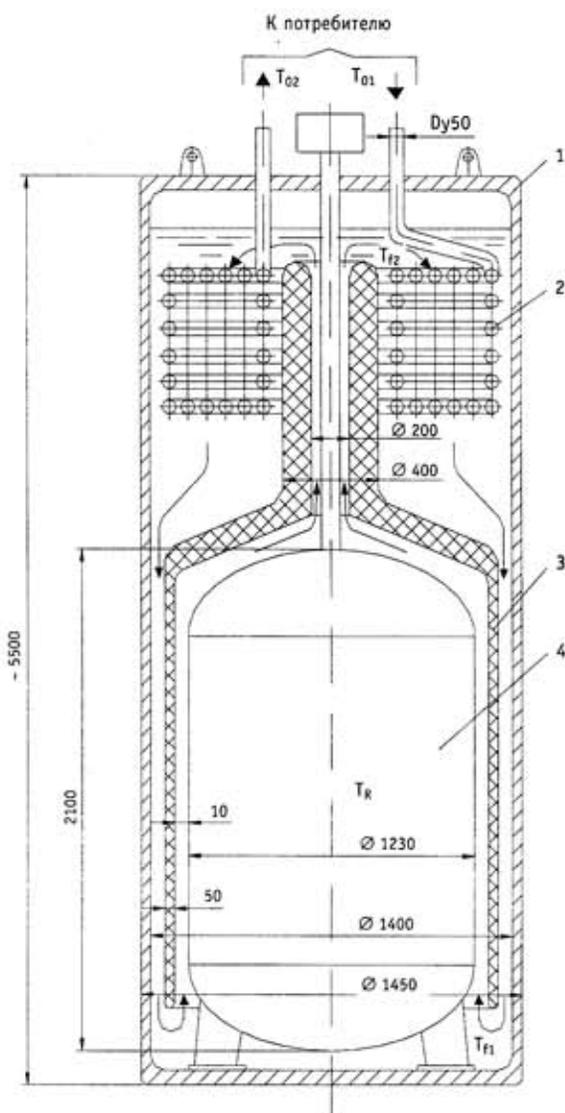


Рис. 1. Конструктивная схема реакторной установки: 1 - корпус; 2 - теплообменная поверхность; 3 - разделительная обечайка; 4 - реактор

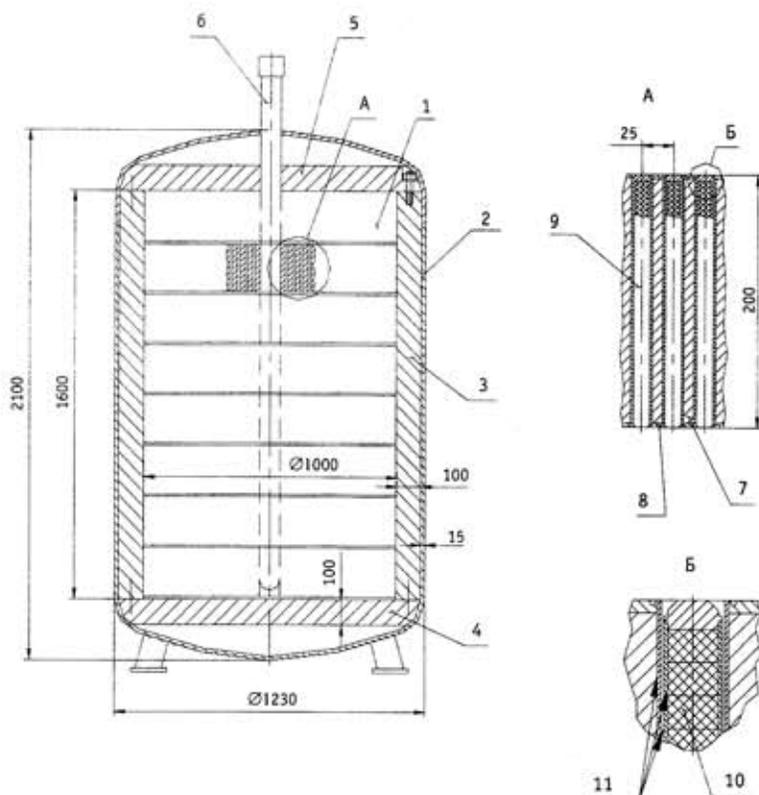


Рис. 2. Эскиз реактора МАСТЕР-ИАТЗ: 1 - активная зона; 2 - корпус; 3 - отражатель боковой; 4 - отражатель нижний; 5 - отражатель верхний; 6 - канал системы регулирования; 7 - замедлитель; 8 - очехловка замедлителя; 9 - твэл; 10 - топливный сердечник; 11 - контактный подслои

аметр 1000 мм, высота 1600 мм) образована бериллиевыми дисками диаметром 1000 мм и толщиной 200 мм. Диски по всей поверхности очехлованы нержавеющей сталью 8. В дисках просверлены отверстия с шагом 25 мм по треугольной решетке. В отверстия вставлены тепловыделяющие элементы. Твэлы 9, состоящие из наружной оболочки, торцевых пробок и топливного сердечника 10, образованного отдельными таблетками - в виде интерметаллида UBe_{13} с 25% по объему Mg. Диаметр твэла - 12.5 мм, высота - 200 мм.

Для снижения термического сопротивления зазор между таблетками топлива и наружной оболочкой твэла заполнен контактным подслоем из магния 11. Контактным подслоем из магния заполнен и зазор между материалом диска и наружной его очехловкой. Зазоры между твэлами и дисками, отражателями и корпусом так же, как и в твэлах заполнены контактным подслоем из магния. Таким образом реактор представляет собой монолитный блок с высокой теплопроводностью. Отражатели 3, 4, 5 активной зоны выполнены из бериллия.

Для компенсации потери реактивности в ходе выгорания в активной зоне предусмотрено введение стержней с выгорающим поглотителем (СВП). В качестве материала для СВП была выбрана борированная сталь. В расчетах борированная сталь представлялась как сталь XI8H10T с добавлением 3% природного бора.

В центре реактора расположен канал для размещения поглотителя нейтронов.

Мощность от активной зоны путем контактной теплопроводности передается контуру с естественной циркуляцией.

Система охлаждения реактора, как показано на рис.1, представляет собой замкнутый контур с теплообменником. Поверхность теплообменника и высота подъемного участка выбирались из условия, чтобы температура теплоносителя не превышала температуры кипения. Принудительный расход теплоносителя по контуру потребителя выбирался таким, чтобы температура на входе в контур не превышала 80°C.

На рис.1 показаны температуры – входная и выходная контура потребителя (T_{o1} и T_{o2}), средняя температура активной зоны (T_R) и входная и выходная температуры первого контура теплоносителя (T_{f1} и T_{f2}). Основные технические параметры реакторной установки приведены в табл. 1.

Таблица 1

Параметр	Значение
Мощность реактора, кВт	300
Кампания реактора, лет	60
Активная зона	
Высота активной зоны, мм	1600
Радиус активной зоны, мм	500
Масса топлива, кг	600
Материал топлива	UBe ₁₃ +Mg
Обогащение, %	40
Доля магния в топливе, %	25
Отношение шага твзлов к диаметру	2
Масса ¹⁰ B в активной зоне, кг	1.7
Отражатели	
Толщина радиального отражателя, мм	100
Толщина аксиального отражателя, мм	100
Материал отражателей	Be
Контур теплоносителя.	
Поверхность теплообменника, м ²	21
Высота тягового участка, м	2.6
Входная температура контура потребителя, °C	80
Температура кипения воды первого контура	109

Высокое обогащение топлива диктовалось необходимостью минимизации темпа потери реактивности в течение всей кампании реактора - чем больше загрузка делящихся нуклидов, тем меньше выгорание (потеря реактивности) при заданных мощности и длительности работы реактора.

Уровень мощности и, следовательно, температуры активной зоны и теплоносителя определяются введенной в холодный реактор положительной реактивности. Ввод положительной реактивности осуществляется путем извлечения поглотителя нейтронов. Как показали расчеты, возможно одноразовое извлечение поглотителя из активной зоны реактора, поскольку в дальнейшем происходит саморегулирование мощности и температуры реактора при изменениях расхода теплоносителя в контуре потребителя. Механизм для извлечения поглотителя из активной зоны находится в стадии разработки.

КОМПЕНСАЦИЯ ПОТЕРИ РЕАКТИВНОСТИ ПРИ ВЫГОРАНИИ ТОПЛИВА

Компенсация потери реактивности в процессе работы реактора возможна путем использования выгорающих поглотителей.

Рассмотрим известные соотношения баланса реактивности при использовании выгорающего поглотителя в простейших предположениях. Пусть реактор после вывода на номинальный уровень мощности находится в критическом состоянии и его запас реактивности скомпенсирован введенным борным поглотителем ρ_B ; темп потери реактивности из-за выгорания топлива постоянен во времени и полная потеря реактивности за кампанию T равна $\rho_{выг}$. Предположим, что сечение поглотителя σ_a не изменяется во времени так же, как и плотность потока нейтронов. Такое приближение при реакторе малой мощности может оказаться достаточно приемлемым при качественном рассмотрении временного поведения реактивности, хотя заметим, что плотность потока нейтронов по мере выгорания при постоянной мощности реактора будет незначительно возрастать. Кроме того можно пренебречь изменением среднего сечения поглощения нейтронов ядрами введенного поглотителя из-за снижения блокировки сечений по мере снижения плотности ядер поглотителя.

В указанных приближениях изменение реактивности во времени можно записать в виде

$$\rho(t) = \rho_B [1 - \exp(-\sigma_a \Phi t)] - \rho_{выг} t / T. \quad (1)$$

Для рассматриваемого реактора МАСТЕР ИАТЭ средняя плотность потока нейтронов составляет около $2 \cdot 10^{12}$ н/см² с и $T = 60$ лет = $1.86 \cdot 10^9$ с, сечение поглощения ядрами бора σ_a около 40 барн. [3,5]. Отсюда следует, что $\sigma_a \Phi T = 0.15$.

В таком случае записанное уравнение можно представить в виде

$$\rho(t) = \rho_B (\sigma_a \Phi t) - \rho_{выг} t / T = \rho_B (\sigma_a \Phi t) (1 - \rho_{выг} / \rho_B \sigma_a \Phi T). \quad (2)$$

Реактивность не будет изменяться во времени, если $\rho_{выг} = \rho_B \sigma_a \Phi T$. Это, в частности означает, что запас реактивности, скомпенсированный введенным поглотителем должен существенно превышать необходимый запас реактивности для компенсации выгорания топлива в реакторе. Другими словами, надо загрузить в реактор избыточное количество поглотителя и компенсировать поглощение увеличением обогащения топлива и размерами реактора.

При варьировании количеством бора и его распределением по активной зоне оказалось возможным реализовать $\rho(t)$ в течение кампании в пределах $\pm 0.12\beta$ [3,5,7]. В предварительных расчетах получено, что приращение мощности на единицу реактивности, выраженной в $\beta_{эфф}$ составляет от 360 кВт/ $\beta_{эфф}$ при обратных связях только по температуре реактора до 240 кВт/ $\beta_{эфф}$ при дополнительной обратной связи по входной температуре первого контура. Ожидаемое по расчетным данным изменение мощности в течение кампании составит $\pm (40-30)$ кВт, т.е. $\pm (12-10)\%$ от номинального уровня мощности.

Надо принять во внимание, что расчетные данные будут отличаться от реальных из-за погрешностей в значениях величин $\rho_{выг}$, ρ_B , $\sigma_a \Phi T$. Для реализации расчетных величин в пределах $\pm 0.12\beta$ относительная погрешность $\rho_{выг}$ не должна превышать 3%, а относительная погрешность ρ_B должна быть меньше 0.5%. Вряд ли возможно полагаться на достижение и (главное) обоснование столь малых погрешностей в расчетах. Поэтому предстоит найти алгоритм и предложения по его технической реализации для компенсации неизбежных отклонений реальных величин от проектных.

Спектральное распределение нейтронов в реакторе существенно отличается от аналогичного для реакторов на тепловых нейтронах. В частности, среднее сечение радиационного захвата нейтронов ядрами ^{135}Xe составляет около 1000 барн. С учетом плотности потока нейтронов $5.5 \cdot 10^{12}$ н/см² стационарное отравление ядрами ^{135}Xe оказывается пренебрежимо малым.

САМОРЕГУЛИРОВАНИЕ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА

При отсутствии механической системы регулирования реактора в процессе работы необходимо рассмотреть изменения мощности реактора и температур теплоносителя при изменениях съема тепла контуром потребителя (сезонные колебания температуры окружающей среды, изменения расхода теплоносителя в контуре потребителя). Одна из составляющих обратных связей – это зависимость реактивности от температуры активной зоны реактора. Но этого регулирования, как показали расчеты, оказалось недостаточно, поэтому рассмотрены варианты с введением в реактор контура жидкого поглотителя, уровень которого связан с входной температурой контура естественной циркуляции, так называемый пассивный способ регулирования. Идея такой возможности использована в работе Э.Теллера и др.[10].

С этой целью в теплоносителе первого контура реактора имеется изолированный объем жидкости с высокой концентрацией поглотителя. Этот объем связан с каналами, расположенными в активной зоне реактора. При изменении температуры теплоносителя уровень жидкости с поглотителем в каналах изменяется – чем выше температура, тем выше уровень этой жидкости. Другими словами, реализуется отрицательная обратная связь по температуре теплоносителя, причем величина этой связи регулируется техническими характеристиками устройства (соотношением между основным объемом и объемом каналов, концентрацией поглотителя, расположением каналов в активной зоне и пр.). Своего рода «усилитель температурного коэффициента реактивности». Такое устройство, кроме того, позволяет замедлить потерю мощности реактора при появлении отрицательной реактивности в результате выгорания топлива.

Для изучения динамики реактора была написана специальная программа, содержащая систему уравнений, связывающую мощность реактора $W(t)$ с расходом естественной циркуляции и входной и выходной температурами теплоносителя первого контура, средней температурой активной зоны реактора, температурой на входе в контур потребителя. Исходное состояние для проведения расчетов: расход по контуру потребителя $G_o = 2.38$ кг/с, температура контура потребителя на входе в теплообменник $T_{o1} = 50^\circ\text{C}$, температурный коэффициент реактивности активной зоны $\alpha_R = -[2 \cdot 10^{-5} + 4.5 \cdot 10^{-5} 293/T_R(\text{K})]$.

Расчеты проведены для двух вариантов: регулирование только по температуре активной зоны, а также при введении дополнительного регулирования по входной температуре первого контура $\alpha_{f1} = -10 \cdot 10^{-5}$.

В обоих случаях рассматривался следующий алгоритм. В реактор в холодном состоянии вводится положительная реактивность, такая, чтобы мощность реактора устанавливалась на уровне 300 кВт (в первом случае – $0.84\beta_{эфф}$; во втором – $1.23\beta_{эфф}$). После достижения стабильного состояния изменялась температура T_{o1} (повышалась на 20°C) и после достижения стабилизации состояния реактора температура T_{o1} вновь возвращалась в исходное состояние. После этого проводились изменения расхода по контуру потребителя в 2 и 100 раз (по сути – это «тлеющий» режим работы реактора). Результаты расчетов в соответствующих стабильных состояниях приведены в табл. 2.

Как видно из приведенных данных, введение дополнительного регулирования по температуре T_{f1} оказывается необходимым в «тлеющем» режиме для недопущения вскипания теплоносителя.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показана принципиальная возможность разработки реактора сверхмалой мощности с саморегулированием.

Мощность реактора и температуры установки в номинальном режиме и после изменений параметров

Состояние реактора	W, кВт	T _R , °C	T _П , °C	T ₂ , °C	T ₀₂ , °C
Номинальный режим. T ₀₁ = 50°C. G ₀ = 2.38 кг/с	300	156	76	84	80
Температура T ₀₁ увеличена до 70°C Регулирование по температуре T _R	250	156	90	98	95
Температура T ₀₁ увеличена до 70°C Регулирование по температурам T _R и T _П	185	136	85	91	88
Расход по контуру потребителя снижен вдвое. Регулирование по температуре T _R	240	157	92	99	98
Расход по контуру потребителя снижен вдвое. Регулирование по температурам T _R и T _П	200	139	84	90	89
«Тлеющий» режим. Расход по контуру потребителя снижен в 100 раз. Регулирование по температуре T _R	10	158	154	154	154
«Тлеющий» режим. Расход по контуру потребителя снижен в 100 раз. Регулирование по температурам T _R и T _П	5	103	101	101	101

Основной недостаток рассматриваемой конструкции – высокое обогащение топлива, которое по международным требованиям не должно превышать 20%. На следующем этапе работы будут рассмотрены пути снижения обогащения топлива, возможности увеличения мощности при сохранении естественной циркуляции и саморегулирования реактора, всевозможные аварийные ситуации и, наконец, экономические аспекты реакторной установки.

Литература

1. «От первой в мире АЭС к атомной энергетике XXI века»/Сборник тезисов, докладов и сообщений. Ядерное общество России. Ежегодная конференция (28 июня - 2 июля 1999 г., Обнинск). – Обнинск, 1999.
2. Международный семинар «Малая энергетика. Итоги и перспективы». 10-11 октября, 2001 г., Москва.
3. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С., Левченко В.А., Юрьев Ю.С. и др. Технические предложения для разработки концепции подземной ЯЭУ сверхмалой мощности МАСТЕР ИАТЭ/Сборник тезисов, докладов и сообщений. Ядерное общество России. Ежегодная конференция (28 июня - 2 июля 1999 г., Обнинск). – Обнинск, 1999. - С. 173.
4. Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С. Расчет характеристик защиты от излучений малогабаритного реактора МАСТЕР ИАТЭ/Сборник тезисов, докладов и сообщений. Ядерное общество России. Ежегодная конференция (28 июня - 2 июля 1999 г., Обнинск). – Обнинск, 1999. - С. 230.
5. Балакин И.П., Казанский Ю.А., Уваров А.А. Исследование свойств саморегулирования реактора МАСТЕР ИАТЭ/VI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докл. (Обнинск, 4-8 октября 1999 г.). – Обнинск, 1999. - С. 35.
6. Левченко В.А., Юрьев Ю.С., Казанцев А.А. и др. Теплогидравлические характеристики установки МАСТЕР ИАТЭ/VI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докл. (Обнинск, 4-8 октября 1999 г.). – Обнинск, 1999. - С. 40.
7. Казанский Ю.А., Травлев А.А. Линеаризация роста во времени реактивности за счет выгорающего поглотителя/VII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докл. – Обнинск: ИАТЭ, 2001. - С. 70.

8. *Сербин В.И., Сливкин Б.В., Страхов Е.М., Труханов Ю.Л., Хлопкин Н.С., Каплар Е.П., Кондратьев Ф.В., Беркович В.М., Буканов В.Г., Малышев А.Б., Лисица Ф.Д.* Необслуживаемая атомная станция теплоэнергоснабжения «ЕЛЕНА». Доклад на Международном семинаре «Малая энергетика. Итоги и перспективы». 10-11 октября, 2001 г., Москва.

9. www.nature.ru/db/msg.html?mid=1168868&s=

10. *Teller E., Ishikawa M., Wood L., Hyde R., Nuckolls J.* Completely Automated Nuclear Reactors for Long-Term Operation: Toward a Concept Point-Design of a High-Temperature, Gas-Cooled Central Power Station System. ICENES-96, the Eight International Conference on EMERGING NUCLEAR ENERGY SYSTEMS. June 24-28, 1996, Obninsk, Russia P.P.

Поступила в редакцию 1.07.2003

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АМЕРИЦИЕВОГО РЕАКТОРА ДЛЯ НЕЙТРОННОЙ ТЕРАПИИ. РЕАКТОР «МАРС»

В.А. Левченко*, В.А. Белугин**, Ю.А. Казанский***,
Е.С. Матусевич***, И. Ронен****, Ю.С. Юрьев**, И.П. Балакин*,
С.Л. Дорохович*, Ю.А. Кураченко***, А.В. Левченко***,
А.А. Уваров*

* Экспериментальный научный и методический центр «Моделирующие системы», г. Обнинск

** ГИЦ РФ-Физико-энергетический институт им А.И. Лейпунского, г. Обнинск

*** Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск

**** Университет Бен-Гурион, Израиль

Рассматривается реактор с топливом на основе ^{242m}Am для нейтронной терапии. Общие требования к медицинскому реактору, который предполагается разместить на территории клиники, следующие: тепловая мощность не выше 10 кВт, плотность потока нейтронов в месте расположения пациента не менее $1 \cdot 10^9$ н/см²с, отношение дозовых нагрузок по гамма-излучению и нейтронам не более 0.2.

В статье дано описание конструкции реактора, основных нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик и системы управления реактором. Реактор получил название МАРС (медицинский америциевый реактор солевой).

Реактор представляет собой цилиндрический объем, в котором помещено топливо - водный раствор $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ и теплоноситель - вода. Топливо и теплоноситель конструктивно разделены между собой. Теплосъем осуществляется путем естественной циркуляции. Система управляющих стержней расположена в бериллиевом отражателе.

Масса америция (100% ^{242m}Am) составляет около 19 г, что обеспечивает в холодном состоянии реактора $K_{\text{эфф}} = 1.02$.

При выбранной конструкции реактора температура топлива не превышает 80°C, а максимальная температура воды в контуре естественной циркуляции не превышает 60°C.

Пучок нейтронов выводится с торца активной зоны реактора. Для формирования и фильтрации пучка нейтронов, для снижения потока гамма-излучения используется фильтр. Плотность потока нейтронов на выходе пучка составляет $3 \cdot 10^9$ н/см²с.

© В.А. Левченко, В.А. Белугин, Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич, И. Ронен, Ю.С. Юрьев, И.П. Балакин, С.Л. Дорохович, Ю.А. Кураченко, А.В. Левченко, А.А. Уваров, 2001

ВВЕДЕНИЕ

Нейтронная терапия онкологических заболеваний предъявляет специфические требования к физическим параметрам пучков нейтронов (см. табл. 1). В настоящее время для нейтронной терапии используют многоцелевые исследовательские реакторы, приспособлявая к их возможностям медицинские пучки нейтронов [1].

Представляется целесообразным создание одноцелевого медицинского реактора с пучком нейтронов заданных параметров как специального медицинского инструмента, расположенного непосредственно в клинике. Необходимость создания специализированного медицинского реактора обсуждалась на японско-российском семинаре [2].

Требования к специализированной реакторной установке достаточно очевидны: дешевизна, внутренняя безопасность и отсутствие возможности использования делящегося материала в качестве сырья для ядерного оружия.

Эти требования реализуются при условии, если мощность реактора W и масса топлива m минимальны, а поток нейтронов F , требуемых параметров, максимальный, т.е. конструкция реактора и топливо должны быть такими, чтобы отношение F/W было наибольшим.

Реактор должен работать в старт-стопном режиме. Единственная функция установки - выдавать пучок нейтронов заданных параметров. Желательно иметь минимальный эксплуатационный персонал.

Для иллюстрации требований к характеристикам медицинских пучков рассмотрим один из вариантов нейтронной терапии - нейтронозахватный. Не вдаваясь в медицинские подробности методов лечения, отметим сам принцип. В ткань опухоли вводится препарат, содержащий изотоп ^{10}B , который имеет высокое сечение поглощения нейтронов, затем опухоль облучается нейтронами. При поглощении нейтрона в реакции (n,α) образуются две короткопробежные заряженные частицы, и энергия, выделяемая в реакции, поглощается локально воздействуя на опухолевую ткань.

Оптимальная энергия нейтронов для нейтронозахватной терапии лежит в интервале от 1 до 10^4 эВ. При таких энергиях нейтронов нет чрезмерного облучения кожных покровов, что неизбежно в случае тепловых нейтронов. Кроме того, значительная часть нейтронов, диффундируя в район опухоли, успевает замедлиться и с большой вероятностью вступает в реакцию (n,α) .

Желательно иметь малую долю быстрых нейтронов. Доза, создаваемая быстрыми нейтронами в результате упругого рассеяния на ядрах водорода, является фоновой и реализуется в здоровых тканях. Интенсивность пучка нейтронов в выбранном интервале энергий должна быть не менее $10^9 \text{ н/см}^2 \text{ с}$, с тем, чтобы время облучения пациента не превышало 1 часа.

Таблица 1

Основные требования к медицинскому реактору как нейтронному источнику для нейтрон-захватной терапии

№	Наименование	Значение
1.	Плотность потока эпитепловых нейтронов F , н/см ² с	$>1 \cdot 10^9$
2.	Доза быстрых нейтронов на эпитепловой нейтрон D_n , Гр.см ² /н	$<2 \cdot 10^{-13}$
3.	Доза гамма – излучения на эпитепловой нейтрон D_γ , Гр.см ² /н	$<2 \cdot 10^{-13}$
4.	Отношение тока к потоку J/F	$>0,7$

Конструкции фильтра и коллиматора пучка нейтронов должны обеспечить минимально возможную дозу гамма-излучения и дозу, создаваемую быстрыми нейтронами. Основные требования к пучку нейтронов реакторной установки, выработанные медицинским сообществом [1], представлены в табл. 1.

КОНЦЕПТУАЛЬНАЯ СХЕМА РЕАКТОРА

В работах [3,4] предложено использовать в качестве делящегося нуклида ^{242m}Am .

Америций ^{242m}Am (период полураспада 152 года) имеет наибольшее из доступных делящихся ядер сечение деления в тепловой области, сравнительно низкое сечение радиационного захвата ($\alpha \approx 0.17$), число нейтронов на акт деления $\nu = 3.25$, что позволяет реализовать реактор малых размеров и получить максимальное отношение плотности потока нейтронов в пучке к мощности реактора.

Как показано в [4], для цилиндрического реактора с гомогенной зоной с топливом в виде водного раствора $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ оптимум между критической массой, потоком нейтронов на выходе фильтра (Al_2O_3) и геометрическими размерами зоны находится при соотношении высоты реактора к его диаметру (H/D), равному 0,3 для $D \approx 21$ см и $H \approx 6,3$ см. При этом необходимо около 20 г чистого ^{242m}Am и для достижения требуемой плотности потока нейтронов в пучке нужна мощность 10 кВт.

Использование в реакторе ^{242m}Am имеет преимущества по сравнению с урановым топливом, поскольку отношение F/W для америция превышает аналогичное отношение для урана, и кроме того, количество используемого ^{242m}Am в сотни раз меньше количества необходимого урана.

^{242m}Am может быть получен при облучении нейтронами ^{241}Am , который, в свою очередь, появляется в результате β -распада ядер Pu^{241} (период полураспада 13.2 года). В отработавшем топливе тепловых реакторов всегда есть плутоний, в котором доля изотопа Pu^{241} на уровне 10%.

Получение чистого ^{242m}Am в количествах десятков грамм пока только обсуждается, но поскольку ^{241}Am доступен в больших количествах (в одной тонне отработавшего топлива реактора ВВЭР-1000 через 10 лет после выгрузки содержится около 0.5 кг ^{241}Am), то получение ^{242m}Am возможно при организации специального производства по облучению ^{241}Am в реакторе. Надо отметить, что в любом реакторе и при любом времени облучения отношение концентраций $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ намного меньше единицы. Так при облучении ^{241}Am в тепловом реакторе отношение $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ может достигать 0.01, а при облучении в быстром реакторе это отношение вырастает до 0.09. Для реактора малого объема с америциевым топливом, как показали расчеты (рис. 3), отношение $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ должно быть не менее 0.5. Для достижения такого высокого содержания изотопа ^{242m}Am необходимо применять технологию изотопного обогащения. Для получения одного грамма америция с 50% содержанием ^{242m}Am потребуется 100 г облученного в тепловом реакторе ^{241}Am . Для выделения такого количества ^{241}Am необходимо переработать 200 кг выдержанного в течение 10 лет отработавшего топлива.

Выбор топливной композиции – это основной вопрос, с которым нужно определиться в будущем: гетерогенная (ТВЭЛ) или гомогенная активная зона.

Предварительно исследовались оба варианта, от простой гомогенной зоны – водный раствор $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ с добавкой CuSO_4 для рекомбинации радиолизного газа [4], и более сложного, гомогенной смеси ^{242m}Am в матрице с $\text{ZrH}_{1.8}$ до гетерогенной ТВЭЛной конструкции с различными диаметром ТВЭЛ и шагом решетки. В общей сложности сделаны оценки более чем для 20 вариантов композиций топлива в активной зоне при сохранении ее геометрических размеров. В данной статье рассматривается вариант реактора с жидкосолевым топливом.

КОНСТРУКЦИЯ РЕАКТОРА

Принципиальная схема реакторной установки приведена на рис. 1.

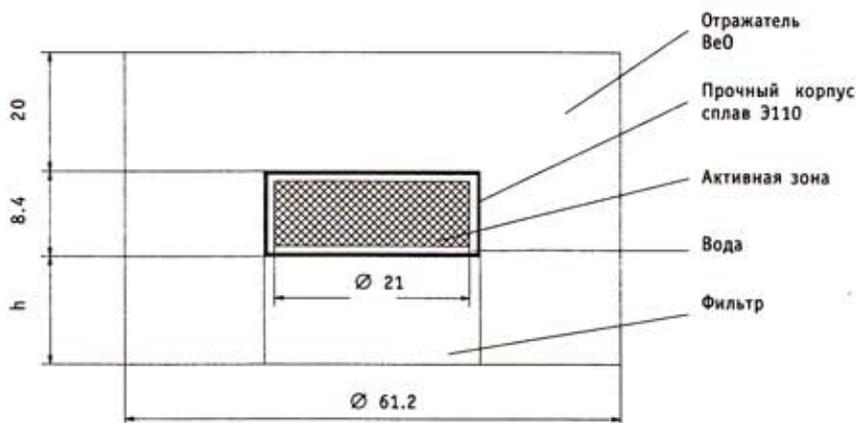


Рис. 1. Принципиальная схема реактора (размеры в см)

Активная зона размещена в стакане из окиси бериллия, который является отражателем. Один торец открыт, и на нем размещается фильтр нейтронного пучка. Геометрические параметры отражателя и активной зоны предложены в [4] для реактора с циркуляцией топлива. Для предлагаемой конструкции (без циркуляции топлива) была найдена оптимальная высота стакана h . С этой целью проведены расчеты по влиянию высоты стакана на эффективный коэффициент размножения. Для расчетов использовалась программа MCNP [5], и активная зона реактора считалась гомогенной. Результаты расчетов показаны на рис. 2. Видно, что скорость роста эффективности отражателя падает при увеличении высоты стакана h .

Высота стакана отражателя принята равной двойной высоте активной зоны. Такое решение незначительно ухудшает параметры пучка нейтронов на выходе из фильтра, но дает возможность существенно увеличить запас реактивности (либо снизить загрузку топлива).

Зависимость критической массы от степени обогащения топлива по ^{242}Am представлена на рис. 3. Расчет выполнен по двумерной диффузионной программе с использованием системы констант – БНАБ-78 (26 групп) [6] в условиях вышеописанной геометрии. Из графика следует, что до обогащения 75% масса америция существенно зависит от обогащения (при обогащении 50% требуемая масса топлива втрое превышает массу топлива при обогащении 75%). Однако при изменении обогащения от 75 до 100% требуемая масса топлива уменьшается все-

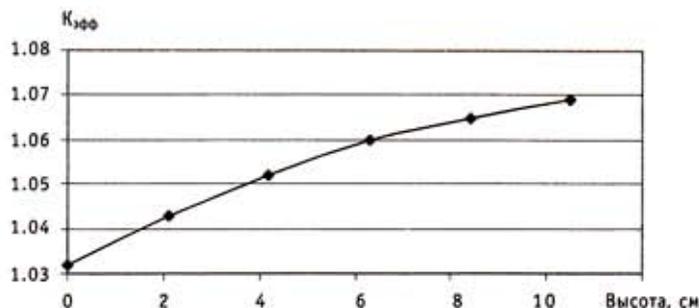


Рис. 2. Зависимость $K_{эфф}$ от высоты бериллиевого стакана h

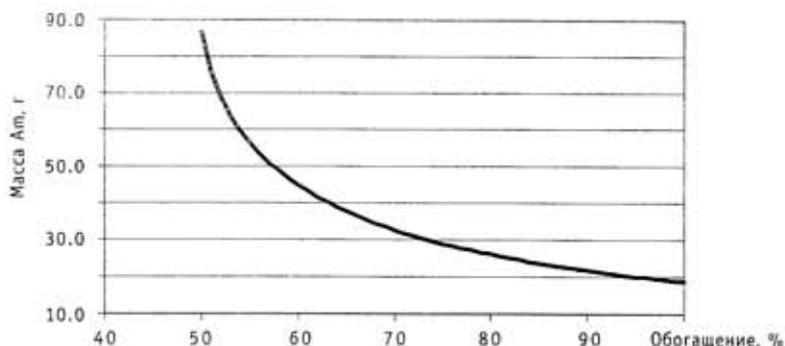


Рис. 3. Зависимость критической массы америция от обогащения при неизменной геометрии

го в 1.5 раза. Предварительные оценки показали, что с учетом заданного объема активной зоны и растворимости соли $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ в воде необходимо обогащение выше 50%. Верхняя оценка обогащения зависит от стоимости америция в функции обогащения.

Использование топлива в виде водного раствора соли $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ с добавкой CuSO_4 , предложенного в [4], представляется технологичным. Однако техническое решение снятия тепла рассматривается не за счет циркуляции топлива, как это предлагалось в [4], а за счет циркуляции воды в каналах внутри активной зоны. Дело в том, что использование циркуляции топлива требует увеличения его массы и представляется опасным с позиции образования вторичной критической массы. Принципиальная схема активной зоны показана на рис 4.

Топливо локализовано в системе параллельно расположенных пустотелых дисков, соединенных между собой каналами для залива и удаления топлива, образующих систему пластинчатых твэлов. Таким способом реализуется первый барьер безопасности реакторной установки. Прочный корпус с контуром циркуляции теплоносителя образуют второй барьер безопасности. В свою очередь, реактор с контуром циркуляции и системой регулирования заключены в прочный корпус, который образует третий барьер безопасности.

Теплосъем осуществляется водой, циркулирующей в межтвэльном пространстве

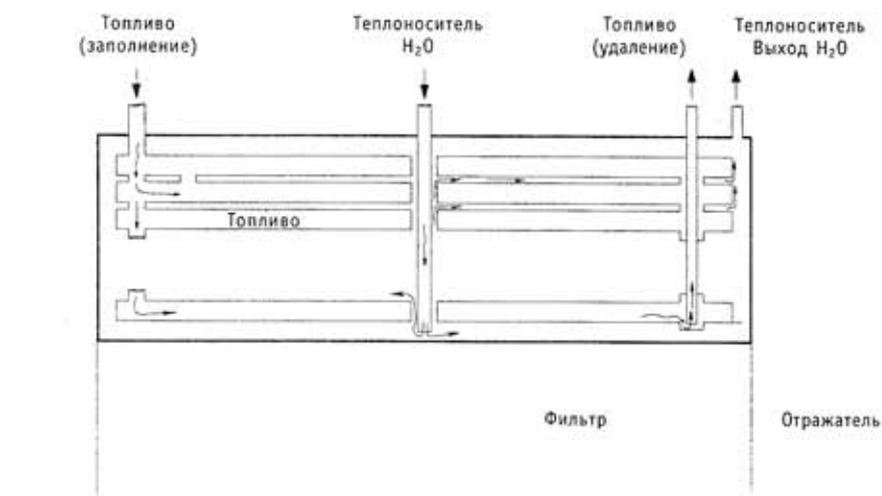


Рис. 4. Принципиальная схема активной зоны

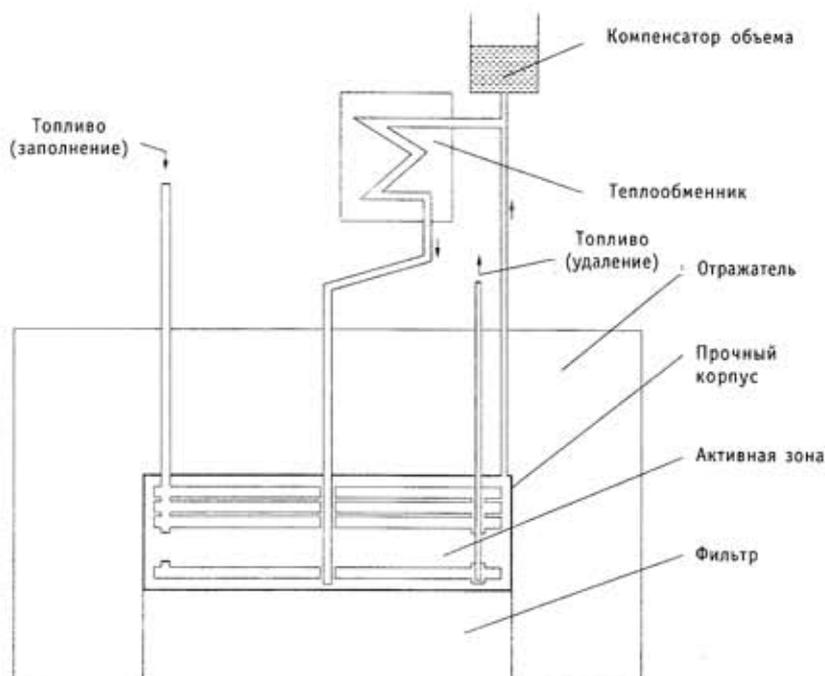


Рис. 5. Принципиальная схема реакторной установки

на основе естественной циркуляции.

Эскиз основных систем реакторной установки приведен на рис.5.

При заданной номинальной мощности 10 кВт энергонапряженность активной зоны составляет 5 кВт/л, и для обеспечения естественной циркуляции необходимо иметь развитую поверхность теплосъема. Количество пластин-твэлов и их толщина определялись требованиями критичности и теплосъема.

Чертеж конструкции реакторной установки дан на рис.6.

Основная деталь конструкции реактора - корпус. Внутренний диаметр корпуса 220 мм, высота внутреннего пространства 73,5 мм, толщина боковой стенки корпуса 3 мм, а нижнего конусного днища 5 мм. Сверху корпус закрыт плоской крышкой. Толщина крышки, как и нижнего днища, равна 5 мм. Крышка соединена с корпусом фланцевым соединением с металлической прокладкой.

Внутри корпуса расположено 11 полых конусных дисков. Диски образованы мембранами толщиной 0,2 мм, которые сварены по торцам. Толщина диска по внешнему размеру 3,92 мм. Внутренний размер полости диска соответственно равен 3,52 мм.

Между дисками предусмотрен зазор 2 мм для циркуляции теплоносителя.

Для обеспечения жесткости мембран и, следовательно, сохранения расстояний между дисками и сохранения внутренних размеров дисков мембраны имеют выкладки высотой 1 мм в наружную сторону и 1,76 мм во внутреннюю сторону. Количество выкладок и шаг выбираются из условия обеспечения жесткости мембран на возможный случай перепада давлений на мембране.

В верхний диск вварена трубка для подвода топлива во внутренние полости дисков. Для отвода топлива служит трубка, которая проходит через все диски до дна нижнего диска. Слив топлива из полостей дисков осуществляется через отводящую топливо трубку путем подачи сжатого газа в подводящую трубку.

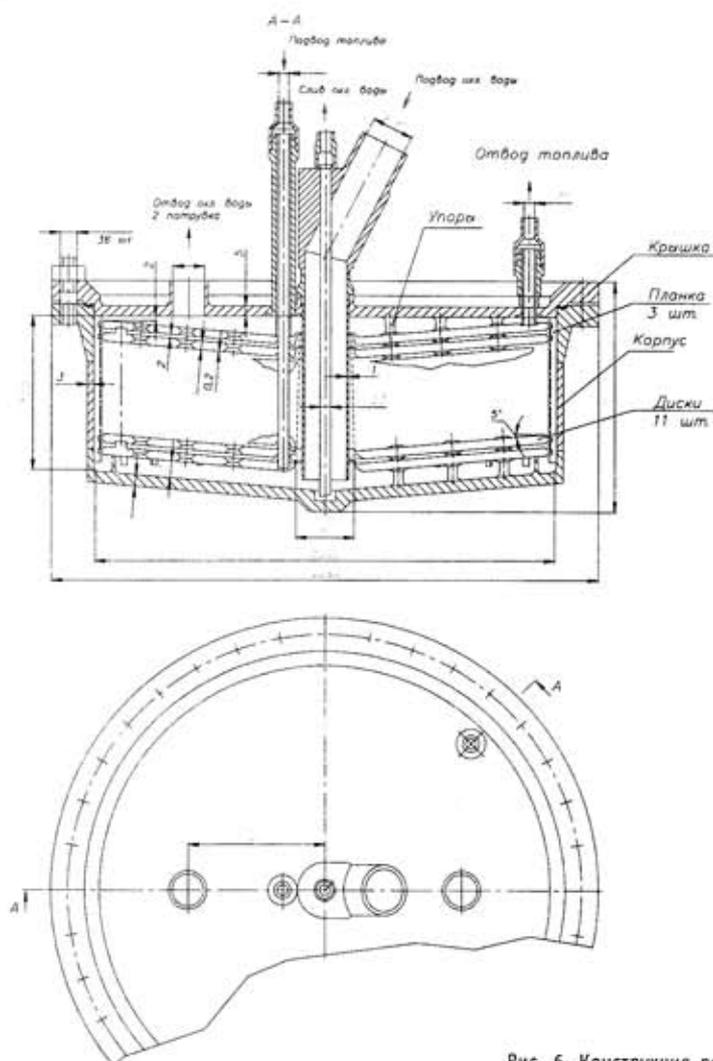


Рис. 6. Конструкция реактора

В центре крышки вварена труба, внутренним диаметром 20 мм, которая служит для подвода охлаждающей воды внутрь корпуса. Для отвода воды на крышке предусмотрено два отверстия диаметром 15 мм. В центре подводящей трубы расположена трубка $\varnothing 5$ мм, которая служит для дренажа (слива) охлаждающей воды перед разборкой корпуса. Для равномерной подачи охлаждающей воды в щели между дисками внутренний диаметр дисков выполнен различным - от 30 мм в нижнем диске, до 23 мм в верхнем диске.

Материал корпуса, мембран и центральной трубки - циркониевый сплав с 1% ниобия.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРИ НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА

Теплогидравлические характеристики реактора были рассчитаны с использованием программы расчета естественной конвекции раствора топлива в твэлах и

Таблица 2

Теплогидравлические характеристики реактора МАРС

№	Наименование	Значение
1.	Средняя плотность потока тепла на поверхности твэлов, кВт/м ²	13
2.	Максимальная плотность потока тепла на поверхности твэлов, кВт/м ²	17
3.	Массовый расход теплоносителя через реактор, кг/с	0.075
4.	Средняя скорость теплоносителя в центральной трубке реактора, м/с	0.24
5.	Средняя температура топлива в середине твэла, °С	79
6.	Максимальная температура топлива в середине твэла, °С	88
7.	Средняя температура на внешней поверхности твэла, °С	66
8.	Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	30
9.	Средняя температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	63
10.	Максимальная температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	66

теплоносителя в контуре циркуляции при мощности реактора 10 кВт. Результаты приведены в табл. 2.

СИСТЕМА СТЕРЖНЕЙ УПРАВЛЕНИЯ РЕАКТОРОМ И КОЭФФИЦИЕНТЫ РЕАКТИВНОСТИ

Схема управления и защиты реакторной установки имеет шесть поглощающих стержней, расположенных равномерно в отражателе вокруг активной зоны со смещением в 60° (рис. 7).

Диаметр стержней управления 1 см. Стержни составные: нижняя часть – бериллий, верхняя часть – карбид бора. Стержни выполняют функции аварийной защиты, компенсаторов выгорания и регулирования. Значение $K_{эф}$ и вносимая реактивность в зависимости от положения стержней представлены в табл. 3. Нулевая точка отсчета – верхняя граница отражателя. При нулевой точке отсчета нижняя граница поглотителя стержня находится на уровне верхнего отражателя (см. рис 7). Стержни идентичны и эффективность их одинакова. Расчеты проводились методом Монте-Карло [5]: рассчитывались значения $K_{эф}$ при различных

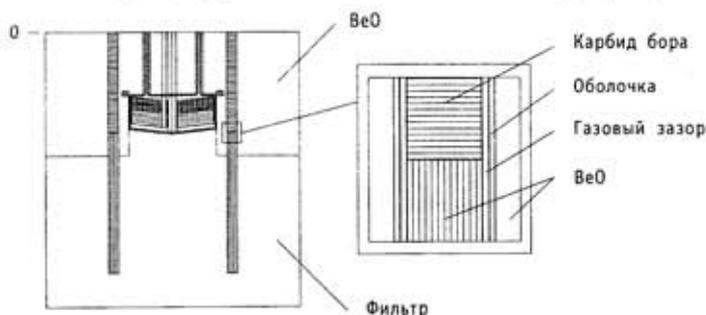


Рис. 7. Схема расположения органов управления реакторной установкой

Таблица 3

Значения $K_{эфф}$ в зависимости от положения СУЗ и вносимая реактивность

Положение СУЗ	$K_{эфф}$	Реактивность %ΔК/К
СУЗ на отметке -29 см	0.979	- 4.22
СУЗ на отметке -20 см	1.004	- 1.52
СУЗ на отметке -10 см	1.019 ₅	- 0.14
СУЗ на отметке 0 см (верхнее положение)	1.021	0

положениях стержней относительно активной зоны реальной конструкции. Вносимая стержнями реактивность определялась из полученных в расчетах значений $K_{эфф}$. Статистическая погрешность расчета значений $K_{эфф}$ составляет ±0.002. Статистическая погрешность в реактивности составляет ±0.0025.

Управление реактором имеет особенность, заключающуюся в том, что при нагреве топлива до номинальной температуры в силу объемного расширения воды часть ее вытесняется в компенсатор объема. Объем жидко-солевого топлива при разогреве из холодного в горячее состояние увеличится на 2.5%. Но такое же в процентном соотношении количество топлива будет вытеснено из активной зоны, обеспечивая тем самым сильную отрицательную обратную связь по реактивности. При остывании точно такое же количество воды и топлива возвращается в активную зону, обеспечивая ввод положительной реактивности, равной ββ, что недопустимо. Эта особенность учтена конструкционным решением – последняя топливная пластина имеет дополнительный свободный объем в 2.4% от общего объема топлива и исполняет роль компенсатора.

Были рассчитаны коэффициенты реактивности с использованием метода Монте-Карло [5]; при этом детально моделировалась конструкция активной зоны реактора. Результаты расчетов приведены в табл. 4. Полученные результаты – это разностные значения рассчитанных $K_{эфф}$ при различных значениях мощности, температуре топлива и температуре теплоносителя. Расчеты потребовали значительного времени, чтобы статистическая погрешность в значениях $K_{эфф}$ не превышала 0.04%.

ФОРМИРОВАНИЕ ПУЧКА НЕЙТРОНОВ

Формирование медицинского пучка – сложная оптимизационная задача. Основные требования (табл. 1) в реальности должны быть существенно дополнены. Так, максимальная плотность потока эпитепловых нейтронов должна быть окончательно обеспечена на ограниченном операционном поле. Окружающие операционное поле ткани должны при этом подвергаться минимальному воздействию как нейтронного, так и гамма-излучения. Из этого определяющего требования («максимум воздействия при минимуме ущерба») следуют, по крайней мере, два принципиальных момента.

Таблица 4

Коэффициенты реактивности

Наименование	Значение
Коэффициент реактивности по температуре топлива, 1/°C	-1.8·10 ⁻⁵
Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя, 1/°C	-6.0·10 ⁻⁵
Мощностной коэффициент реактивности, 1/кВт	-2.4·10 ⁻⁴

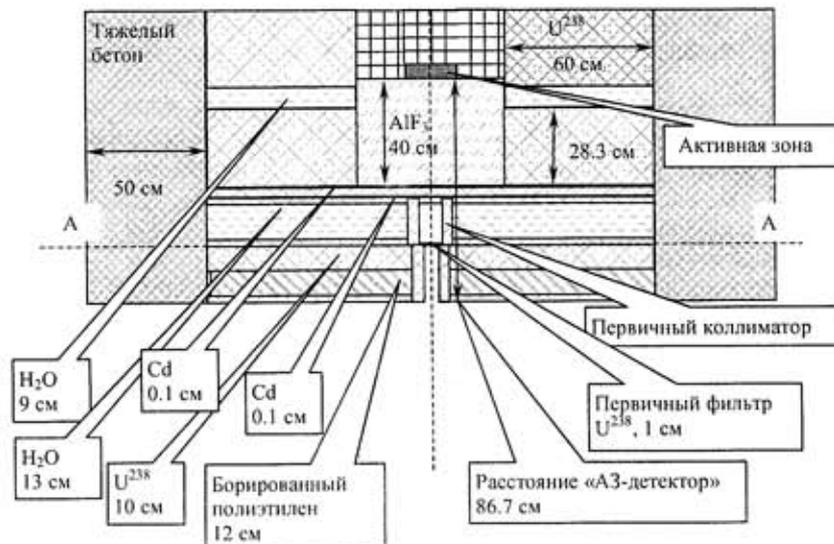


Рис. 8. Осевое сечение цилиндрической защиты и коллиматора

- Поскольку источник компактный, необходимо максимально приблизить к нему операционное поле. Следовательно, окружающая защита должна обладать минимальными размерами. При данных условиях основной задачей становится проблема снижения генерации и подавление вторичного гамма-излучения.

- Далее, формирование пучка естественным образом получается двухэтапным: а) получение максимальной интенсивности заданного спектрального состава и б) коллимация пучка в соответствии с размерами и формой операционного поля.

На первом этапе должна быть обеспечена максимальная светосила пучка, что предполагает максимальный его диаметр. На втором этапе формируется «пятно»

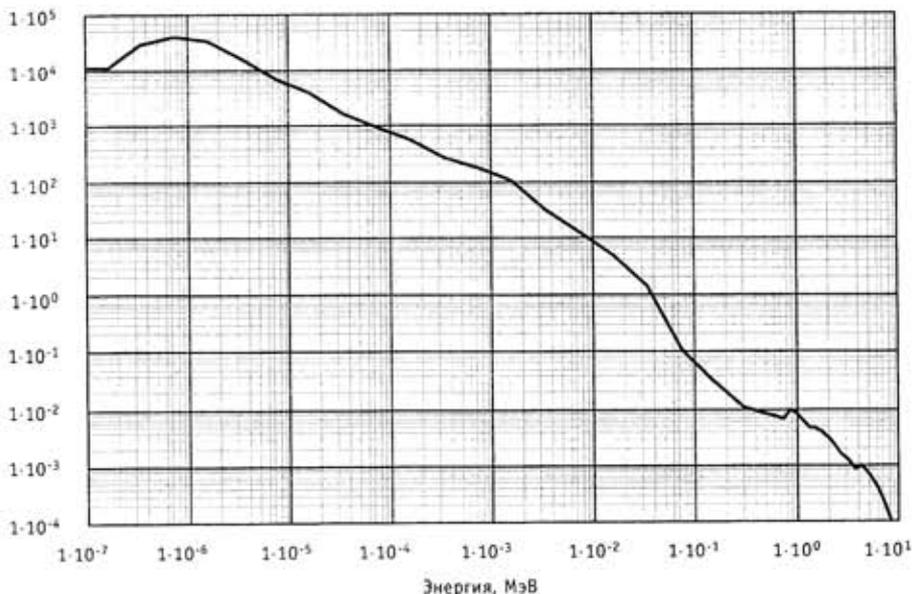


Рис. 9. Спектральное распределение тока утки на поверхности А – А

меньшего размера. Если же коллимировать пучок сразу от источника (т.е. с поверхности реактора), интенсивность в месте облучения будет совершенно ничтожной.

При анализе возможностей медицинского пучка реактора МАРС рассмотрено несколько десятков различных вариантов защиты и коллиматора. Вычисления проводились с помощью программ MCNP [5] и КАСКАД [7] с использованием библиотеки БНАБ [8]. На рис. 8 представлен один из оптимальных вариантов.

Защита реактора выполнена из обедненного урана. За фильтром $AlF_3+Cd+U+Cd$ и первичным фильтром (U) и коллиматором, на поверхности А – А достигнуты следующие характеристики при мощности реактора 10 кВт: $J=2.1 \cdot 10^9$, $F=3.1 \cdot 10^9$, $J/F = 0.7$. Эти данные соответствуют требованиям к пучку нейтронов (см. табл.1). Дозы быстрых нейтронов и гамма-излучения, нормированные на эпителиевой нейтрон оказались в несколько раз выше требуемых, поэтому необходима коррекция состава фильтра.

Спектральное распределение тока нейтронов на поверхности А – А обогащено нейтронами требуемых энергий и показано на рис. 9.

Дальнейшая коллимация а) формирует операционное поле и б) снижает дозу облучения окружающих тканей при сохранении требуемых характеристик нейтронного пучка. Естественно, при этом плотность потока F на операционном поле меньше, чем после первичной коллимации. Степень этой потери интенсивности определится формой операционного поля и тактикой облучения (возможным фракционированием и т.п.).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные расчетные исследования и конструкторские проработки показали принципиальную возможность построения реактора с использованием топлива в виде водного раствора $Am_2(SO_4)_3$, удовлетворяющего сформулированным требованиям. Показана возможность низких температур в рабочем состоянии при использовании естественной циркуляции теплоносителя.

На следующем этапе работы планируется изучение переходных процессов и рассмотрение алгоритмов быстрого вывода реактора на мощность и быстрого останова.

Литература

1. IAEA, VIENNA, 2001, IAEA – TECDOC – 1223, ISS N 1011-4289, Current status of neutron capture therapy, May 2001.
2. Tsyb A.F. et al. Development of Neutron Therapy Treatment. The 5th Japan-Russian Symposium on Radiation Safety. Tokyo, 26-27 August, 1997.
3. Ronen Y., Leibson M.J. Nuclear Science Engineering, 99, 278 (1988).
4. Ronen Y., Aboudy M., Regev O. Nuclear Science Engineering, 138, 295-304 (2001).
5. Judith F. Briesmeister MCNP (A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) User's Manual, Los Alamos National Laboratory Report, LA-13709-M, Version 4CUC 700 (April 10, 2000).
6. Абагян Л.П., Базаянц Н.О., Николаев Н.Н., Цыбуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981.
7. Voloschenko A.M., Shwetsov A.V. The KASKAD-1 Two-Dimensional Discrete Ordinates Nodal Transport Code/Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics. Pittsburgh, USA, April 28 - May 2, 1991. - V. 5. - P. 30.3 4-1.
8. ABBN-90: Multigroup Constant Set for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields and Functionals, Including the CONSYST2 Program / ORNL, RSICC DATA LIBRARY COLLECTION DLC-182, September 1995.

Поступила в редакцию 17.07.2003

ВЛИЯНИЕ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА НА СКОРОСТЬ УТЕЧКИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ДИОКСИДА УРАНА

Е.А. Иванов

Российский научный центр «Курчатовский Институт», г. Москва



Рассмотрены вопросы расчетного моделирования процессов наработки продуктов деления в керамическом топливе ядерных реакторов с учетом непрерывной утечки нуклидов.

Внимание фокусируется на учете влияния радиоактивного распада на вынос отдельных элементов – продуктов деления.

Сформулирована модель выноса продуктов деления с учетом радиоактивного распада. Представлены результаты предварительного модельного численного исследования выхода продуктов деления из оксидного топливного блока при облучении в постоянном поле нейтронов. Обращено внимание на то, что влияние радиоактивного распада ограничивает возможности модельных экспериментальных исследований поведения ядерного топлива в ходе облучения.

ВВЕДЕНИЕ

Перспективы развития ядерной техники выдвигают требования получения новых, более точных представлений о поведении топлива и его компонентов, особенно непосредственно в ходе облучения. Выделить все механизмы поведения топлива, материалов и т.п. в ходе облучения практически невозможно из-за технологических неопределенностей изготовления элементов. Тогда один из возможных путей – это проведение модельных и полномасштабных интегральных экспериментальных исследований и фиксация результата для каждой конкретной технологии. Однако и здесь, чтобы оценить подобие эксперимента реальным условиям функционирования изделия, необходим хотя бы минимальный анализ деталей и стадий протекания процессов.

Процессы, приводящие к выходу продуктов деления из топливного блока, отличаются от процессов, описывающих проникновение газов и твердых веществ через преграды. Самое главное отличие в том, что радиоактивные продукты деления в процессе перемещения испытывают превращения из одного элемента в другой.

В физико-химических процессах, протекающих в условиях радиоактивности, можно добавить еще только два фактора: постоянное поступление дополнительной энергии от ионизирующих излучений (нейтроны, фотоны, электроны и позитроны) и появление дополнительного заряда (ионизация и бета-распад). Эти факторы, очевидно, влияют на скорости химических реакций, обменных процессов и проницаемость всех барьеров. Изменения свойств материалов под действием излучения изучены недо-

статочно, все эмпирические данные слишком сильно зависят от конкретных условий изготовления материалов тепловыделяющих элементов, топливных блоков и т.п.

Для того, чтобы достичь прогресса в этом направлении, необходимо выделить все остальные факторы, влияющие на утечку и перемещение продуктов деления. И если распределение источника продуктов деления (распределение плотности делений и доли выхода продуктов деления) рассчитывается и измеряется достаточно хорошо, то существенно более сложная нелинейная проблема моделирования физико-химических процессов миграции и утечки образовавшихся нуклидов не решена.

Дополнительно необходимо отметить, что вместе с выносом радиоактивных продуктов выносятся и источник остаточного тепловыделения, и поглотитель нейтронов (отравители и шлаки).

ВЛИЯНИЕ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА НА СКОРОСТЬ УТЕЧКИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТОПЛИВНОГО БЛОКА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Процесс переноса и осаждения продуктов деления не является типичным для задач газовой динамики и физической химии. В первую очередь, это связано с тем, что продукты деления испытывают радиоактивные превращения, образуя в ходе перемещения по блоку топлива новые элементы. Изучению степени влияния последнего эффекта и посвящено настоящее исследование.

Учитывая, что радиоактивные продукты деления в процессе перемещения испытывают превращения из одного элемента в другой, модель, которую предстоит исследовать, можно представить так, как изображено на рис. 1.

На рис. 2 представлены линейные цепочки, где выделены те нуклиды, которые способны выйти из топливного блока и лишь затем распасться в дочерний нуклид, определяя, таким образом, вынос малолетучих элементов.

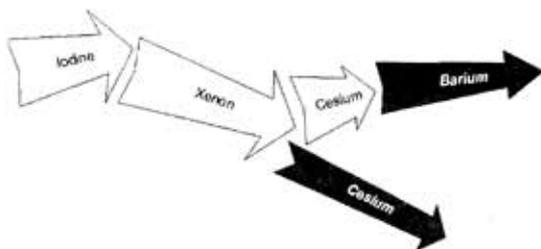


Рис.1. Схема выноса продуктов деления через транспорт предшественников

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ ЭВОЛЮЦИИ НУКЛИДНОГО СОСТАВА

Модель превращений нуклидов описывается системой обыкновенных дифференциальных уравнений (модель в сосредоточенных параметрах) [1]:

$$\frac{d\vec{p}}{dt} = \hat{B} \cdot \vec{p} + \hat{A} \cdot \Phi \cdot \vec{p}, \quad (1)$$

где $\vec{p}(t) = [p_1(t), p_2(t), \dots, p_N(t)]^T$ – вектор-столбец концентраций нуклидов; \hat{B} – квадратная матрица превращений нуклидов в результате радиоактивных распадов; \hat{A} – квадратная матрица превращений, вызванных нейтронными реакциями; Φ – интегральный поток нейтронов.

Система уравнений может быть аппроксимирована набором уравнений по выделенным линейным цепочкам следующего вида: $N_0 \Rightarrow N_1 \Rightarrow \dots \Rightarrow N_i \Rightarrow \dots \Rightarrow N_k$:

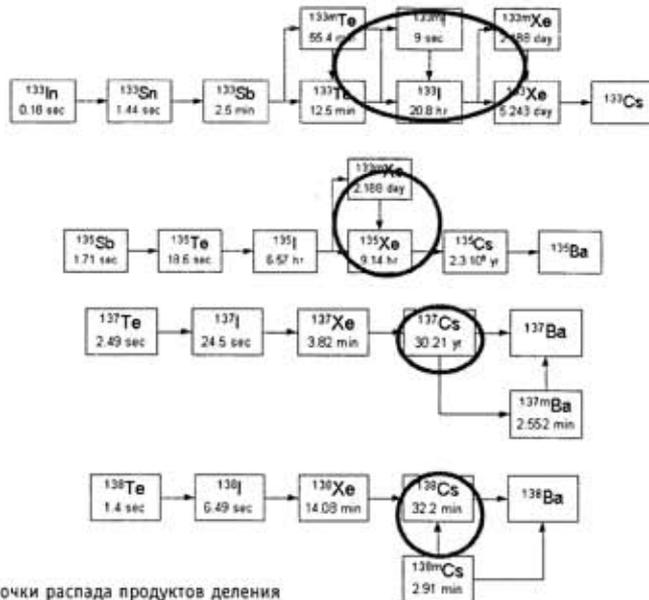


Рис.2. Отдельные цепочки распада продуктов деления

$$\begin{cases} \frac{dN_0(t)}{dt} = -\alpha_0 \cdot N_0(t) + q_0 \\ \frac{dN_1(t)}{dt} = -\alpha_1 \cdot N_1(t) + \lambda_0 \cdot N_0(t) \\ \dots \\ \frac{dN_k(t)}{dt} = -\alpha_k \cdot N_k(t) + \lambda_{k-1} \cdot N_{k-1}(t) \end{cases} \quad (2)$$

где q_0 – источник первого изотопа в цепочке; N_0 – концентрация начального изотопа цепочки; N_k – текущая концентрация конечного изотопа; α_i – вероятность исчезнуть для i -го нуклида; λ_i – вероятность перехода для i -го нуклида в $(i+1)$ -й.

Вероятность исчезновения включает в себя также и вероятность утечки элемента. Решение есть полная сумма по отдельным цепочкам:

$$N_m(t) = \sum_{ic} n_{ic}(t), \quad (3)$$

где $N_m(t)$ – концентрация m -го нуклида; $n_{ic}(t)$ – вклад ic -й цепочки.

Решение для отдельной цепочки есть сумма экспонент:

$$\begin{aligned} n_k(t) = n_0(0) \cdot \prod_{i=0}^{k-1} \lambda_i \cdot \sum_{j=0}^k \frac{\exp(-\alpha_j \cdot t)}{\prod_{i \neq j} (\alpha_i - \alpha_j)} \\ + q_0 \prod_{i=0}^{k-1} \lambda_i \left[\frac{1}{\prod_{j=0}^k \alpha_j} - \sum_{j=0}^k \frac{\exp(-\alpha_j \cdot t)}{\alpha_j \cdot \prod_{i \neq j} (\alpha_i - \alpha_j)} \right]. \end{aligned} \quad (4)$$

В общем случае можно записать оператор решения как

$$\vec{N}(T) = \hat{P}(T) \cdot \vec{N}(0), \quad (5)$$

где $\vec{N}(0)$ – вектор начальных значений; $\vec{N}(T)$ – вектор результатов; $\hat{P}(T)$ – оператор перехода, зависящий от времени.

Для набора шагов по времени имеем запись следующего вида:

$$\vec{N}^{(k)} = \hat{p}^{(k-1)} \cdot \hat{p}^{(k-2)} \dots \hat{p}^{(0)} \cdot \vec{N}^{(0)}, \quad (6)$$

Модель эволюции нуклидного состава топлива с одновременным учетом утечки и распада представлена ниже:

$$\frac{d\gamma_{fp}}{d\tau} = -\lambda \cdot \gamma_{fp} + q_{fp}, \quad (7)$$

где $\frac{d\gamma_{fp}}{d\tau}$ – производная по времени от концентрации нуклида (γ_{fp}); λ – постоянная распада нуклида; q_{fp} – источник нуклида (образование в результате деления тяжелых ядер).

В операторном виде подобные уравнения записываются в аналогичной форме:

$$\dot{\vec{\gamma}}_{fp} = \hat{\Lambda} \cdot \vec{\gamma}_{fp} + \vec{q}_{fp}, \quad (8)$$

где

$$\vec{\gamma}_{fp} = \begin{pmatrix} \dots \\ \gamma_{Xe-133} \\ \gamma_{Xe-134} \\ \gamma_{Xe-135} \\ \dots \\ \gamma_{Cs-135} \\ \gamma_{Cs-136} \\ \dots \end{pmatrix} \text{ – вектор-столбец концентраций нуклидов; } \vec{q}_{fp} = \begin{pmatrix} \dots \\ q_{Xe-133} \\ q_{Xe-134} \\ q_{Xe-135} \\ \dots \\ q_{Cs-135} \\ q_{Cs-136} \\ \dots \end{pmatrix} \text{ – вектор-столбец источника нуклидов;}$$

$$\hat{\Lambda} = \begin{pmatrix} \dots & 0 & 0 & 0 & 0 \\ \dots & -\lambda_{Xe-133} - \kappa_{Xe} & 0 & 0 & 0 \\ \dots & \dots & 0 & 0 & 0 \\ \dots & \dots & -\lambda_{Xe-135} - \kappa_X & 0 & 0 \\ \dots & \lambda_{Xe-133} & \dots & 0 & 0 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ \dots & \dots & \dots & -\lambda_{Cs-133} - \kappa_{Cs} & 0 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & 0 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \end{pmatrix}$$

– матрица переходов для рассматриваемых нуклидов с учетом вероятности утечки каждого элемента.

Решение для фиксированного временного интервала будет также описываться сходной системой уравнений:

$$\frac{\partial \vec{\gamma}_{fp}}{\partial t} = \hat{\Omega} \cdot \vec{\gamma}_{fp} + \vec{q}_{fp}, \quad (9)$$

где операторы $\frac{\partial \vec{\gamma}_{fp}}{\partial t}$ – производные концентрации нуклидов по температуре, $\hat{\Omega}$ –

оператор перехода за фиксированный интервал времени, \bar{Q}_p – интеграл источника нуклидов за выбранный временной интервал.

Нас в дальнейшем анализе интересует не величина накопленных нуклидов в топливе, а величина утечки. Она определяется как разность между тем, что накопилось, и тем, что могло бы быть, если бы отсутствовала утечка $y = Y_{fp} - Y_{fp_leak}$. Уравнения для этой переменной будут иметь аналогичный вид уравнениям для накоплений продуктов деления. Однако перейти к выводам можно только при рассмотрении относительных величин – долей выхода продуктов деления, т.е. смысл имеет величина, обратная к разности концентраций. А эта величина, как известно, удовлетворяет уравнению следующего вида:

$$\frac{dN}{dt} = \lambda \cdot N - \beta \cdot N^2, \quad (10)$$

где N – доля вышедшего по тому или иному каналу нуклида; t – температура (°C); λ , β – определяемые экспериментально коэффициенты. Решением этого уравнения является так называемая S-образная кривая:

$$N = \frac{\lambda}{\beta} \cdot \frac{1}{1 - C \cdot \exp(-\lambda \cdot t)}, \quad (11)$$

где введен дополнительный неопределенный параметр.

ДАННЫЕ ПО ВЫХОДУ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Обзор литературных источников дает значения выходов продуктов деления либо интегральных, либо только для выделенных наиболее активных компонент. Это связано с тем, что основные исследования в области влияния продуктов деления сосредоточены в решении задач безопасности, т.е. наибольший интерес представляет мгновенный выброс активности в ходе аварийного процесса.

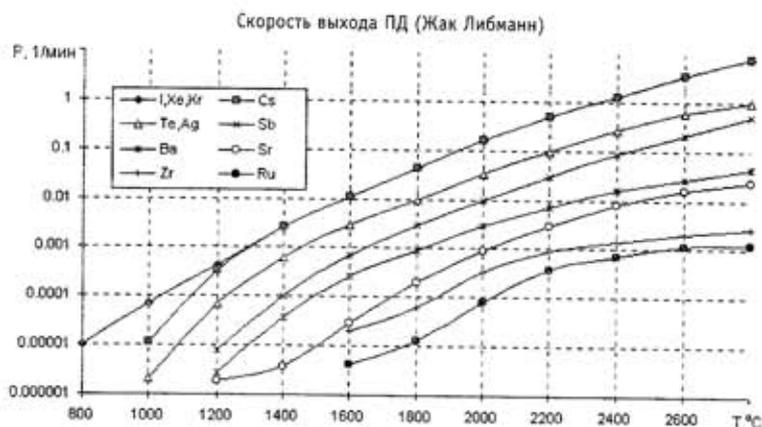
Воспользуемся данными, представленными в монографии Жака Либманна [3], и рассмотрим вероятности выхода продуктов деления из окисного топливного блока (см. табл. 1).

Данные табл. 1 представляют собой входные параметры для дальнейшего расчетного исследования с моделированием распадов нуклидов и их взаимных превращений.

Таблица 1

**Динамика выхода ПД из диоксида урана
[Жак Либманн] час⁻¹**

t, °C	Элемент							
	I,Xe,Kr	Cs	Te,Ag	Sb	Ba	Sr	Zr	Ru
800	0.001							
1000	0.004	0.001	0.000					
1200	0.026	0.020	0.004	0.000	0.000	0.000		
1400	0.158	0.158	0.037	0.006	0.002	0.000		
1600	0.677	0.677	0.179	0.042	0.016	0.002	0.001	0.000
1800	2.569	2.569	0.600	0.179	0.053	0.012	0.004	0.001
2000	9.743	9.743	2.016	0.600	0.179	0.053	0.020	0.005
2200	28.998	28.998	6.000	1.786	0.417	0.179	0.053	0.023
2400	76.456	76.456	15.820	5.315	0.974	0.471	0.086	0.042
2600	201.589	201.589	36.951	12.415	1.582	0.974	0.124	0.068
2800	470.856	470.856	60.000	28.998	2.569	1.401	0.158	0.076


 Рис.3. Скорость выхода элементов из оксидного блока $\varnothing=0,9$ см

РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Ряд программных комплексов, в том числе и известный код ORIGEN2 [1], не предоставляют возможности расчета эволюции нуклидного состава топлива при допущении механического удаления тех или иных элементов из рассматриваемой среды. Поэтому для проверки результатов прямого моделирования с помощью кода PATRICK [2] аппроксимированы решения, полученные с помощью ORIGEN2, но в предположении дискретного вывода элементов из системы. В качестве пробной функции также выбрана S-образная кривая. Результаты приближенного решения совпадают с хорошей точностью с результатами прямого расчетного моделирования.

Результаты численного исследования для различных температур приведены в табл. 2. Эти результаты аппроксимированы методом наименьших квадратов. Результаты аппроксимации приведены на рис. 4.

Уменьшение доли выхода бария через летучие элементы с ростом температуры связано с ростом подвижности бария в оксидной матрице. Для цезия ситуация иная. Цезий достаточно быстро покидает матрицу, практически с той же интенсивностью, что и ксенон. Поэтому доля выхода цезия через йод и ксенон растет с увеличением температуры из-за того, что время нахождения в матрице становится много меньше среднего времени жизни йода или ксенона.

Если рассматривать весь спектр образующихся продуктов деления, то картина весьма схожая. При равномерном нагреве топливного блока из него удаляется большая часть продуктов деления.

Таблица 2

Доли выходов бария и цезия по различным каналам

t, °C	Ba		Cs	
	Xe→Ba	I→Ba	Xe→Cs	I→Cs
800	76.73%	24.30%	82.36%	17.19%
1200	49.15%	21.68%	80.42%	57.66%
1600	21.12%	18.49%	78.53%	72.89%
2000	6.80%	14.97%	76.69%	74.64%
2200	3.66%	13.19%	75.78%	74.76%
2600	1.02%	9.85%	74.00%	74.81%
2800	0.53%	8.35%	73.13%	74.81%

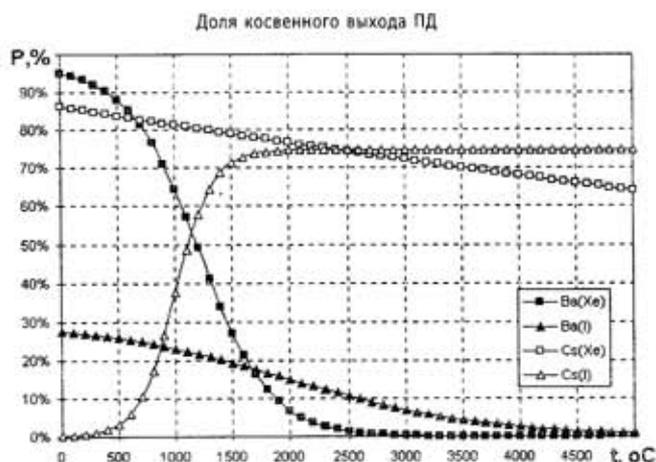


Рис.4. Доля выхода продуктов деления бария и цезия через йод и ксенон

Все нуклиды можно разделить на две категории. Одна из них не имеет вероятности прямой утечки из топливного блока, т.е. можно считать, что эти элементы полностью удерживаются оксидной матрицей. Однако они все-таки имеют возможность покинуть топливный блок, но в виде предшественников.

В табл. 3–5 приведены выходы продуктов деления в предположении, что выходит только один из летучих компонентов образовавшихся продуктов (йод, ксенон или криптон). Данные относятся к ряду температур.

Уже здесь видно, что выходы некоторых нуклидов (за исключением самих указанных элементов) отличны от нуля, т.е. приведены аппроксимированные значения выхода продуктов деления по косвенным каналам. В табл. 6 приведены те же значения, но в предположении возможности утечки всех элементов, для которых известны скорости утечки.

Таблица 3

Оценка выхода продуктов деления в модели утечки только Xe

Элемент	Температура, °C					
	800	1000	1200	1400	1600	1800
Xe	86.91%	96.49%	99.33%	99.78%	100.00%	100.00%
Cs	7.01%	19.55%	40.00%	47.09%	47.71%	47.71%
Ba	0.04%	0.26%	1.00%	2.03%	2.17%	2.17%
La	0.14%	0.14%	0.14%	0.14%	0.29%	0.29%

Таблица 4

Оценка выхода продуктов деления в модели утечки только Kr

Элемент	Температура, °C					
	800	1000	1200	1400	1600	1800
Kr	88.26%	97.05%	99.44%	99.86%	100.00%	100.00%
Rb	0.58%	1.60%	7.00%	17.50%	19.27%	19.27%
Sr	0.47%	0.94%	3.52%	8.12%	9.10%	9.10%
Y	0.03%	0.03%	0.03%	0.08%	0.08%	0.08%

Оценка выхода продуктов деления в модели утечки только I

Таблица 5

Элемент	Температура, °С					
	800	1000	1200	1400	1600	1800
I	77.56%	89.87%	96.13%	98.65%	100.00%	100.00%
Xe	2.23%	6.48%	15.56%	24.23%	25.72%	25.72%
Cs	1.33%	5.24%	23.26%	39.62%	41.36%	41.36%
Ba	0.05%	0.05%	0.35%	0.60%	0.60%	0.60%

Оценка доли утекших из топливного блока продуктов деления

Таблица 6

Элемент	Температура, °С					
	800	1000	1200	1400	1600	1800
Kr	88.26%	97.05%	99.44%	99.86%	100.00%	100.00%
Rb	0.58%	1.60%	7.00%	17.50%	19.27%	19.27%
Sr	0.47%	0.94%	3.52%	8.12%	93.27%	98.69%
Y	0.03%	0.03%	0.03%	0.33%	54.22%	72.58%
Zr	0.21%	0.21%	0.21%	1.88%	86.57%	96.57%
Nb	0.01%	0.01%	0.01%	0.06%	67.46%	89.38%
Mo	0.16%	0.16%	0.16%	1.42%	10.42%	16.24%
Tc	0.04%	0.04%	0.04%	0.38%	0.76%	0.76%
Ru	0.11%	0.11%	0.11%	0.97%	1.93%	84.68%
Rh	0.02%	0.02%	0.02%	0.19%	0.38%	52.48%
Pd	0.03%	0.03%	0.03%	0.28%	0.56%	9.73%
Ag	0.00%	0.00%	93.62%	99.02%	99.97%	100.00%
Cd	0.00%	0.00%	25.25%	42.38%	49.33%	50.50%
Sb	0.00%	0.00%	0.00%	95.30%	98.40%	99.93%
Te	0.02%	0.02%	94.55%	98.77%	99.95%	100.00%
I	77.56%	89.87%	96.28%	98.82%	100.00%	100.00%
Xe	87.27%	96.76%	99.50%	99.88%	100.00%	100.00%
Cs	8.22%	90.23%	99.62%	99.93%	100.00%	100.00%
Ba	0.16%	1.55%	3.73%	92.14%	98.66%	99.43%
La	0.14%	0.14%	0.66%	2.20%	5.45%	9.67%
Ce	0.12%	0.12%	0.14%	16.62%	32.14%	35.69%
Pr	0.14%	0.14%	0.14%	0.35%	1.07%	1.72%
Nd	0.12%	0.12%	0.12%	1.06%	2.11%	2.11%

И в табл. 7, и на рис. 5 представлены данные для доли утечки продуктов деления, которые не могли бы покинуть топливный блок иным способом, кроме как через предшественников в цепочках радиоактивного распада. Приведены доли утечки от полного количества образовавшихся продуктов деления.

В табл. 8 приведены значения интегральной утечки образовавшихся продуктов деления (молярные проценты) при выгорании около 30 ГВт-сут/ T_{TM} . В той же таблице представлены доли утечки нуклидов через косвенные каналы (т.е. когда из топливного блока удаляется только нуклид-предшественник). Видно, что для рабочих

Таблица 7

Выход из блока нуклидов, не имеющих прямой утечки

Элемент	Температура, °C					
	800	1000	1200	1400	1600	1800
Rb	0.58%	1.60%	7.00%	17.50%	19.27%	19.27%
Y	0.03%	0.03%	0.03%	0.33%	54.22%	72.58%
Nb	0.01%	0.01%	0.01%	0.06%	67.46%	89.38%
Mo	0.16%	0.16%	0.16%	1.42%	10.42%	16.24%
Rh	0.02%	0.02%	0.02%	0.19%	0.38%	52.48%
Pd	0.03%	0.03%	0.03%	0.28%	0.56%	9.73%
Cd	0.00%	0.00%	25.25%	42.38%	49.33%	50.50%
La	0.14%	0.14%	0.66%	2.20%	5.45%	9.67%
Ce	0.12%	0.12%	0.14%	16.62%	32.14%	35.69%
Pr	0.14%	0.14%	0.14%	0.35%	1.07%	1.72%
Nd	0.12%	0.12%	0.12%	1.06%	2.11%	2.11%

Таблица 8

Доли утечки элементов из всех образованных и доля утечки из них по косвенным каналам

Температура, °C					
800	1000	1200	1400	1600	1800
Доля от всех образовавшихся					
14.45%	21.85%	24.59%	30.22%	50.53%	60.86%
Доля утечки по косвенным каналам					
0.38%	0.32%	0.89%	6.57%	11.76%	13.87%

Выход ПД по косвенным каналам

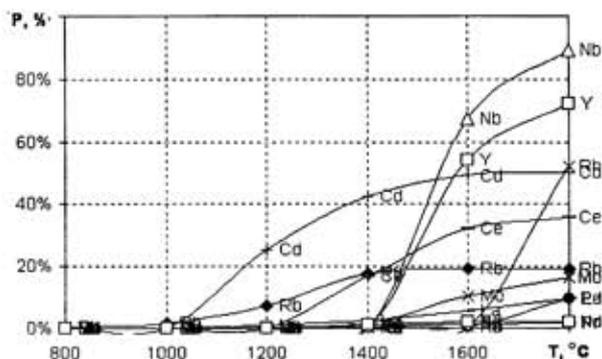


Рис.5. Утечка продуктов деления, не имеющих прямого диффузионного выхода

температур высокотемпературного керамического топлива доля нуклидов, выходящих по косвенным каналам, составляет значительную величину.

Проведенные исследования демонстрируют невозможность исследования влияния продуктов деления на характеристики термоэмиссионного преобразования с использованием модельного топлива.



Рис. 6. Относительная утечка продуктов деления (доля всех образовавшихся)

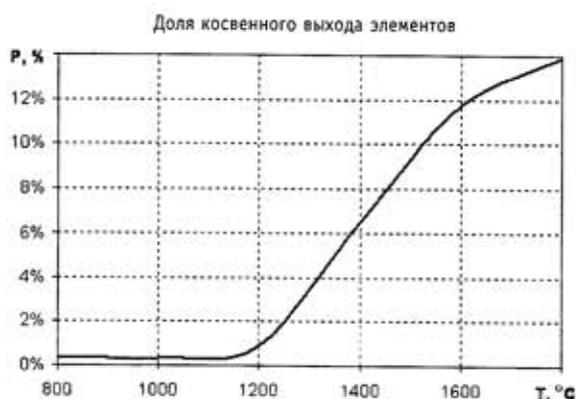


Рис. 7. Доля утечки, определяемая выходом предшественников

Технология модельного топлива заключается в том, что производится топливный блок, напоминающий по структуре выгоревшее (перестроившееся) топливо, которое наполняется нерадиоактивными газами и твердыми веществами, по элементному составу напоминающими продукты деления. Нагревание такого топлива в макете твэла должно приводить к выходу этих элементов под оболочку и из твэла. Однако такая технология не позволит смоделировать выход продуктов деления через косвенные каналы. Поэтому прямые исследования процессов выхода продуктов деления в косвенных экспериментах (без радиоактивности) провести невозможно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

При рассмотрении процессов выхода продуктов деления из ядерного топлива следует обратить внимание на то, что явление превращения одного элемента в другой является одной из важнейших особенностей миграции радиоактивных веществ.

Поставлена и решена задача оценки величины влияния ядерных свойств продуктов деления на физико-химические процессы их выноса из топливного блока.

Проведены расчетные исследования для количественной оценки значимости отдельных каналов выноса продуктов деления.

Получены зависимости относительных вкладов отдельных каналов выноса продуктов деления от температуры.

Показано, что доля косвенного выхода продуктов деления в ряде случаев является определяющей.

Необходимость учета изотопных превращений при моделировании истечения продуктов деления из топливного блока практически закрывает возможность использования нерадиоактивных газов, моделирующих осколки деления, в прямом эксперименте по исследованию выхода продуктов деления из керамического ядерного топлива.

Литература

1. *Ivanov E., Tchernov S.* Technique of uncertainties estimation in modeling of slow transient processes in nuclear reactors. M&C 2001 Salt Lake City, Utah, USA, September 2001.
2. *Croff G.* ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials//Nucl. Technol. – 1983. – 62. – P. 335.
3. *Либманн Ж.* О ядерной безопасности. Пер. с фран. - Институт по ядерной и радиационной безопасности (ИПСН), 1997.

Поступила в редакцию 7.07.2003

О РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИКАХ ПЛУТОНИЯ И УРАНА-233, ВАЖНЫХ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ПРОБЛЕМЫ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

Г.Г. Куликов*, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев*, В.А. Апсэ***

**Московский инженерно-физический институт
(государственный университет), г. Москва*

*** Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



Рассматриваются важные с точки зрения проблемы нераспространения радиационные характеристики плутония с большой долей изотопа ^{238}Pu , а также ^{233}U с добавкой ^{232}U и разбавленного ^{238}U . Их радиационные характеристики сравниваются с характеристиками оружейного класса материалов и материалов класса «непрямого» использования. Показано, что факторы защищенности плутония с 20-50% ^{238}Pu , а также 20-80% ^{233}U в смеси с ^{238}U и с добавкой ^{232}U оказываются близки к таковым для материалов класса «непрямого» использования.

ВВЕДЕНИЕ

Безопасность ядерной энергетики решающим образом влияет на отношение общества к этой энерготехнологии сегодня и будет оказывать влияние на ее перспективы в будущем. Здесь безопасность понимается в широком смысле, т.е. не только безопасное функционирование собственно ядерных энергетических установок, но также и защищенность используемых ядерных материалов от несанкционированного переключения их на неэнергетические цели и в том числе на создание нелегальных ядерных взрывных устройств.

В настоящее время в гражданской ядерной энергетике используется, в основном, обогащенный уран, а помимо этого в ряде европейских легководных реакторов выжигается реакторный плутоний, ранее выделенный из облученного топлива урановых реакторов. При этом величина обогащения уранового топлива легководных реакторов составляет 3-5%, а в изотопном составе реакторного плутония доля четных изотопов (^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu) достигает 30% и более. Ни тот, ни другой материал не относятся к оружейному классу. Как известно, оружейный уран (Highly Enriched Uranium - HEU) - это высокообогащенный уран (~ 95% ^{235}U) [1], оружейного класса плутоний (Weapons-grade Pu - W-g Pu) - это плутоний со строго ограниченным содержанием четных изотопов, главным образом, изотопа ^{240}Pu (менее 7%) [1]. Однако из этих рассуждений еще не следует, что уран с обогащением менее 95% по ^{235}U и плутоний с содержанием более 7% по четным изотопам не могут быть использованы

в работоспособных ядерных взрывных устройствах (ЯВУ). Так, например, согласно официальному сообщению [2], в 1962 г. в США было испытано ЯВУ, содержащее реакторный плутоний (Reactor-grade Pu - R-g Pu). Было сообщено, что энергетический выход составил менее 20 кт ТНТ (тринитротолуола).

Чтобы защитить материалы, циркулирующие в топливном цикле, рассматривается применение такой химической технологии, которая не позволит обеспечить достаточно полную очистку от радиоактивных продуктов деления и выделение фракций, содержащих делящиеся нуклиды в концентрированном виде [3,4]. В таких топливных циклах ядерные материалы могут быть переключены только при применении дистанционного оборудования и соответствующей химической технологии.

Обсуждаются также пути повышения защищенности ядерных материалов за счет формирования соответствующего изотопного состава материалов с делящимися нуклидами [4,5]. Для преодоления такого рода защитных барьеров химические способы уже не годятся, необходимо только применение технологии изотопного разделения в условиях высоких радиационных полей.

В настоящее время выделяют класс ядерных материалов, которые без дополнительной переработки не могут быть применены для создания работоспособных и достаточно эффективных ЯВУ. Для них используется термин *материалы «непрямого» использования* (Indirect-Use Material) [6-9]. К этому классу относят

- уран с обогащением менее 20% по ^{235}U ;
- плутоний, содержащий более 80% изотопа ^{238}Pu .

Ниже рассматриваются радиационные характеристики плутония с содержанием изотопа ^{238}Pu в диапазоне 20-50%, что в 10-25 раз больше, чем в реакторном плутонии (1.3-1.8%) [1,4,10], но в 1.6-4 раза меньше, чем в плутонии, который не является материалом прямого использования, т.е. не годится для использования в ЯВУ.

Обсуждаются также радиационные характеристики «денатурированного» ^{233}U , находящегося в смеси с ^{238}U и с добавкой ^{232}U для создания защитных барьеров. Анализируется, при каких изотопных составах радиационные характеристики такого денатурированного ^{233}U соответствуют таковым для материалов «непрямого» использования.

РАЗЛИЧИЕ В ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИКАХ ОРУЖЕЙНЫХ МАТЕРИАЛОВ И МАТЕРИАЛОВ КЛАССА “НЕПРЯМОГО” ИСПОЛЬЗОВАНИЯ

В настоящем рассмотрении не будут затрагиваться вопросы, связанные с конструкцией ЯВУ, поэтому анализ ограничивается оценкой величин критических масс голых сфер, оценкой интенсивности генерации нейтронов спонтанного происхождения (спонтанное деление (SF) + (α, n) -реакции на легких элементах) и генерацией тепла радиоактивного распада. Как отмечается в [1], эти характеристики в существенной мере определяют эффективность развития взрывной цепной реакции деления (ЦРД). Интенсивная генерация нейтронов спонтанного происхождения приводит к преждевременному запуску ЦРД и к существенному снижению энергетического выхода. При внутреннем тепловыделении, обусловленном, главным образом, α -распадом, необходим надежный и эффективный теплоотвод от ядерного заряда. Если это ЯВУ имплозивного типа [1], то ядерный материал в нем окружен химической взрывчаткой, которая весьма чувствительна к повышенным температурам. Интенсивное внутреннее тепловыделение в материале заряда может привести к перегреву химической взрывчатки, и ЯВУ окажется просто неработоспособным. Поэтому внутреннее тепловыделение также может быть отнесено к факторам, способствующим защите ядерных материалов от неконтролируемого распространения.

Расчет критических масс был выполнен с помощью вычислительного кода MCNP [11] с использованием многогрупповой системы ядерных констант JENDL 3.2 [12]. В табл. 1 приведены величины критических масс, удельные величины генерации нейтронов спонтанного деления и тепловыделения α -распада в металлических ядерных материалах оружейного класса, в уране и плутонии, которые по своему составу соответствуют классу материалов «непрямого» использования, а также в реакторном плутонии.

Можно видеть, что металлический уран с 20-процентным обогащением по ^{235}U , будучи материалом «непрямого» использования, отличается от оружейного урана (HEU) существенно большей величиной критической массы (860 кг против 52 кг). Именно такая большая величина критической массы и является в данном случае основным фактором, делающим невозможным создание большой надкритичности за время в миллисекундном диапазоне. Более медленное создание надкритического состояния неизбежно приводит к тому, что нейтроны спонтанного деления инициируют преждевременный запуск ЦРД с малым энергетическим выходом.

Плутоний, содержащий 80% изотопа ^{238}Pu , также отнесен к классу материалов «непрямого» использования, т.к. отличается от оружейного плутония W-g Pu весьма большим удельным тепловыделением α -распада (в 180 раз больше, чем для W-g Pu). Именно этот фактор играет решающую роль в том, что просто невозможно изготовить работоспособное ЯВУ со столь большим внутренним тепловыделением (тепловыделение голой критической сферы составило бы 6.3 кВт). Если такую сферу попытаться изготовить, то, как видно из табл. 2, температура ее поверхности на воздухе составит более 1200°C (заметим, что температура плавления металлического плутония - 641°C).

В табл. 1 приведены также физические характеристики реакторного плутония (R-g Pu). Как уже упоминалось, в США было осуществлено испытание ЯВУ с подобным плутонием. Генерация нейтронов спонтанного деления в голой сфере, содержащей R-g Pu, на порядок больше, чем для W-g Pu. Это повышает вероятность предетонации. Однако в случае реализации ЯВУ имплозивного типа даже уменьшенный энергетический выход окажется по масштабу в килотонном диапазоне тротилового эквивалента [1], что с различных точек зрения может рассматриваться как неприемлемо высокий.

Тепловыделение α -распада голой сферы из R-g Pu в 8.5 раз больше, чем для оружейного плутония. Это повышенное тепло можно отвести с помощью «тепловых мо-

Таблица 1

Радиационные характеристики материалов оружейного класса и класса «непрямого» использования (в металлической форме)

Характеристика	Оружейные материалы		Материалы класса «непрямого» использования		R-g Pu (δ -фаза)
	HEU	W-g Pu (δ -фаза)	20% ^{235}U \oplus ^{238}U	80% ^{238}Pu \oplus ^{239}Pu (δ -фаза)	
Голой критическая сфера, кг	52	16.5	860	13.8	25
Нейтроны спонтанного деления, н/с/кг	1.4	$0.52 \cdot 10^{+5}$	3.5	$20 \cdot 10^{+5}$	$3.4 \cdot 10^{+5}$
Тепловыделение α -распада, Вт/кг	-	2.5	-	456	14

Таблица 2

Радиационные характеристики денатурированного плутония (металл в δ -фазе)

Характеристика	Материалы класса «непрямого» использования		50% ^{238}Pu ^{239}Pu	30% ^{238}Pu ^{239}Pu	20% ^{238}Pu ^{239}Pu	R-g Pu
	20% ^{235}U ^{238}U	80% ^{238}Pu ^{239}Pu				
Голая критическая сфера, кг	860	13.8	14.64	15.42	15.62	25
Нейтроны спонтанного деления, н/с	$3.0 \cdot 10^{+3}$	$2.7 \cdot 10^{+7}$	$1.83 \cdot 10^{+7}$	$1.16 \cdot 10^{+7}$	$0.78 \cdot 10^{+7}$	$0.8 \cdot 10^{+7}$
Тепловыделение α -распада, Вт	-	6300	4172	2621	1781	350
Плотность теплового потока через поверхность сферы, Вт/м ²	-	$1.41 \cdot 10^{+5}$	$0.89 \cdot 10^{+5}$	$0.54 \cdot 10^{+5}$	$0.37 \cdot 10^{+5}$	$0.05 \cdot 10^{+5}$
Температура поверхности, °C	-	1256	1120	988	897	545
Энергетический выход, кт ТНТ (P = 99.9%)	-	-	0.5-0.85	0.5-1.12	0.5-1.5	0.5-1.31

стов» [1], выполненных из материала с хорошей теплопроводностью, например, из алюминия. Эти «тепловые мосты» в виде стержней пронизывают окружающую ядерный материал химическую взрывчатку, тем самым предохраняя ее от перегрева. Для плутония с 80% ^{238}Pu (материал класса «непрямого» использования) тепловыделение в голой сфере еще в 20 раз больше (чем для голой сферы из R-g Pu). Тот факт, что плутоний с 80% ^{238}Pu отнесен к классу материалов «непрямого» использования, по-видимому, означает, что для отвода такого количества тепла требуется так много «тепловых мостов», пронизывающих химическую взрывчатку, что уже невозможно осуществить принцип имплозии с формированием сферической симметрии детонационной волны сжатия.

Здесь следует сделать одно важное замечание. Если наличие большого количества «тепловых мостов», пронизывающих химическую взрывчатку вокруг ядерного материала, не позволяет формировать сферически симметричную детонационную волну сжатия, то определяющим фактором здесь будет не общее тепловыделение α -распада, а плотность теплового потока с единицы поверхности сферического ядерного материала. Именно этот фактор и будет в дальнейшем рассматриваться в качестве одного из определяющих при рассмотрении защищенности ядерных материалов.

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ, СОДЕРЖАЩЕГО 20-50% ^{238}Pu

В табл. 2 приведены радиационные характеристики металлического плутония (^{238}Pu + ^{239}Pu) с различной долей изотопа ^{238}Pu . Можно видеть, что с увеличением доли ^{238}Pu критическая масса голой сферы несколько уменьшается. Приблизительно пропорционально содержанию ^{238}Pu изменяются показатели защищенности: интенсивность генерации нейтронов спонтанного деления и плотность теплового потока α -распада с поверхности критической сферы. Так, например, по сравнению с плутонием класса «непрямого» использования (80% ^{238}Pu) для плутония с 30% ^{238}Pu интенсивность генерации нейтронов спонтанного деления в ~2.6 раза ниже, но на 40%

выше, чем для R-g Pu, на котором был осуществлен испытательный взрыв ЯВУ в США. С помощью приближенной методики оценки энергетического выхода в режиме предетонации [1] было получено, что с вероятностью 99,9% для R-g Pu энергетический выход оказывается в диапазоне (0.5-1.31) кт ТНТ, а для плутония с 30% ^{238}Pu (будь такое ЯВУ создано) - в диапазоне (0.5-1.12) кт ТНТ, т.е. по этому показателю нет существенной разницы между указанными составами плутония.

Что же касается плотности теплового потока с поверхности критической сферы, то здесь имеется существенное различие. Плутоний с 30% ^{238}Pu характеризуется на порядок большей величиной плотности теплового потока по сравнению с R-g Pu (который был испытан в ЯВУ) и всего в 2.6 раза меньшей плотностью теплового потока по сравнению с плутонием класса «непрямого» использования (80% ^{238}Pu). При таком тепловом потоке температура поверхности критической сферы из плутония с 30% ^{238}Pu на воздухе (будь она изготовлена) составила бы 988°C, в то время как для R-g Pu - 545°C (напомним, что температура плавления металлического плутония составляет 641°C). Иными словами, оценки указывают на то, что плутоний с 30% ^{238}Pu много «ближе» к плутонию класса «непрямого» использования, чем к R-g Pu. Поэтому попытка использовать металлический плутоний с ~30% ^{238}Pu для изготовления ЯВУ имплозивного типа (конструктивно сходного с первыми плутониевыми ЯВУ [5]) столкнулась бы с необходимостью обеспечения отвода от заряда большого количества тепла (порядка нескольких киловатт) со всеми сопутствующими проблемами материаловедческого характера [1].

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ^{233}U С ДОБАВКОЙ ^{232}U И РАЗБАВЛЕННОГО ^{238}U

При обсуждении перспектив ториевого топливного цикла вполне естественно встает вопрос о защищенности ^{233}U - основного делящегося нуклида этого цикла. В традиционно понимаемом ^{233}U - ^{232}Th -цикле урановая фракция, по-существу, является высокообогащенным ^{233}U с примесью дочерних урановых изотопов $^{234,235,236}\text{U}$. Известный путь понизить его обогащение - разбавление ураном-238 [5]. Поскольку ^{233}U является более эффективным делящимся нуклидом, чем ^{235}U , то уже при обогащении 12% ^{233}U в смеси с ^{238}U критическая масса голой сферы сравнивается с таковой для 20% ^{235}U , который является материалом класса «непрямого» использования. Если ориентироваться на этот фактор повышения защищенности ^{233}U , то в (U-Th)-топливе доля ^{238}U окажется доминирующей, роль Th будет невелика и в процессе облучения основным делящимся нуклидом станет плутоний.

Чтобы повысить роль тория, необходимо ограничить содержание ^{238}U , а это значит, что повысится обогащение ^{233}U в урановой фракции топлива. В табл. 3 представлены радиационные характеристики урановой фракции с 20-80% ^{233}U в сравнении с таковыми для материалов класса «непрямого» использования. Критическая масса голой сферы с ^{233}U оказывается существенно меньше, чем для 20% ^{235}U и приближается к плутониевому материалу. Интенсивность генерации нейтронов спонтанного деления на 3-5 порядков ниже, чем для плутония с 80% ^{238}Pu , тепловыделение α -распада - незначительно. Поэтому 20-80% ^{233}U в смеси с ^{238}U не может быть отнесен к классу материалов «непрямого» использования. Для того, чтобы существенно усилить факторы защищенности, связанные с генерацией нейтронов спонтанного происхождения, а также с тепловыделением α -распада, рассматривается добавление ^{232}U [5]. Цепочка его радиоактивного распада включает в себя помимо распада самого ^{232}U еще пять α -распадов. Следующий после ^{232}U - распад ^{228}Th ($T_{1/2}=1.91$ года), а остальные - короткоживущие звенья (см. рис.1).

Поэтому тепловыделение в ^{232}U со временем сначала возрастает, выходя через

Таблица 3

Радиационные характеристики денатурированного урана-233 ($^{232}\text{U}=0$) в металлической форме

Характеристика	Материалы класса "непрямого" использования		80% ^{233}U	50% ^{233}U	30% ^{233}U	20% ^{233}U
	20% ^{235}U ^{238}U	80% ^{238}Pu ^{239}Pu (δ -фаза)	^{238}U	^{238}U	^{238}U	^{238}U
Голая критическая сфера, кг	860	13.8	22.5	55.2	137.7	282
Нейтроны спонтанного деления, н/с	$3 \cdot 10^{+3}$	$2.9 \cdot 10^{+7}$	70	400	$1.37 \cdot 10^{+3}$	$3.18 \cdot 10^{+3}$
Тепловыделение α -распада, Вт	-	6300	5.0	7.7	11.5	15.8
Плотность теплового потока через поверхность сферы, Вт/м ²	-	$1.41 \cdot 10^{+5}$	93	78	64	54

~10.4 года на максимум (см. рис. 2), затем медленно снижается в соответствии с распадом собственно ^{232}U ($T_{1/2}=68,9$ лет). В табл. 4 представлены результаты оценки требуемого начального содержания ^{232}U в смеси ($^{232+233}\text{U} + ^{238}\text{U}$), для обеспечения величины плотности теплового потока α -распада на поверхности критической сферы такой же, как для плутония класса «непрямого» использования (80% ^{238}Pu). При равновесной цепочке распада начальное содержание ^{232}U должно составлять 3-7%, причем концентрация ^{228}Th , порождающая доминирующую часть α -распадов (и соответствующее тепловыделение), составляет 0.1-0.2% в уране. Заметим, что температура поверхности голой урановой критической сферы на воздухе при этом составила бы 1256°C, что выше температуры плавления металлического урана (1136°C). Для того, чтобы исключить хотя бы на время влияние этих распадов, потребовалось бы применить химическую очистку материала от ^{228}Th на уровне 0.01%, что требует наличия высоких химических технологий.

Добавка ^{232}U и его α -распад может существенно усилить фактор защищенности, связанный с генерацией нейтронов спонтанного происхождения через (α, n)-реакцию на микропримесях легких элементов в металлическом материале. В табл. 5 показано, что интенсивность генерации нейтронов, соответствующая таковой для плутония

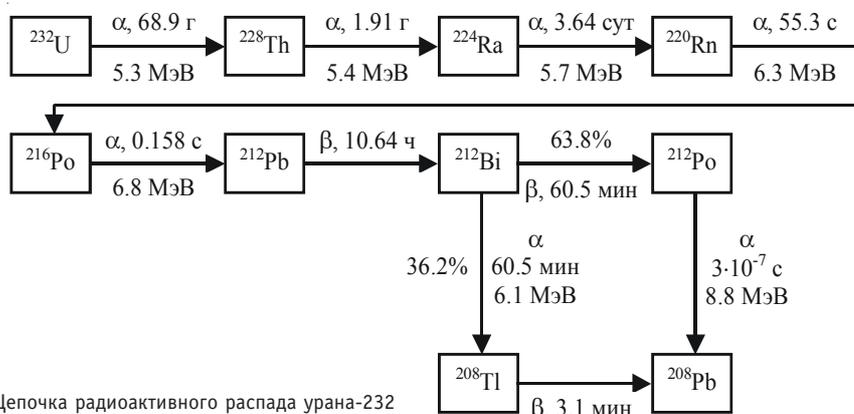


Рис. 1. Цепочка радиоактивного распада урана-232

Таблица 4

Радиационные характеристики денатурированного урана-233 ($^{232}\text{U} \neq 0$) в металлической форме

Характеристика	Материалы класса «непрямого» использования		80% ($^{232+233}\text{U}$)	50% ($^{232+233}\text{U}$)	30% ($^{232+233}\text{U}$)	20% ($^{232+233}\text{U}$)	
	20% ^{235}U \oplus ^{238}U	80% ^{238}Pu \oplus ^{239}Pu (δ - фаза)	\oplus ^{238}U	\oplus ^{238}U	\oplus ^{238}U	\oplus ^{238}U	
Голая критическая сфера, кг	860	13.8	22.5	55.2	137.7	282	
Плотность теплового потока через поверхность сферы, Вт/м ²	-	$1.41 \cdot 10^{+5}$	$1.41 \cdot 10^{+5}$	$1.41 \cdot 10^{+5}$	$1.41 \cdot 10^{+5}$	$1.41 \cdot 10^{+5}$	
Тепловыделение α -распада, Вт	-	6300	7580	13920	25336	41255	
Температура поверхности, °C	-	1256	1256	1256	1256	1256	
$\frac{^{232}\text{U}}{\sum \text{U}}$	0 лет	-	-	47.2	35.3	25.8	20.0
	0.5 года			23.2	17.4	12.7	10.1
	Равновесная цепочка			6.5	4.9	3.6	2.8
$\frac{^{228}\text{Th}}{\sum \text{U}}$	0 лет	-	-	0	0	0	0
	0.5 года			0.11	0.08	0.06	0.05
	Равновесная цепочка			0.18	0.14	0.098	0.078

класса «непрямого» использования (80% ^{238}Pu), может быть обеспечена, если в металлическом уране (20-80% $^{232+233}\text{U}$ в ^{238}U) будет присутствовать примесь бериллия в количестве 0.6-3 ppm или бора в количестве 5-30 ppm. Для того, чтобы устранить влияние этого защитного фактора потребуется осуществить химическую очистку от этих легких элементов на уровне не хуже, чем 10^{-5} ат.%. Если этого не обеспечить, то энергетический выход (см. табл. 5) в ЯВУ с таким материалом с большой вероятностью ($P=99.9\%$) окажется близок к минимальному в режиме предтонации [1].

Если же уран рассматриваемого состава будет находиться в виде диоксида, то благодаря (α, n)-реакции на кислороде интенсивность генерации нейтронов окажется на порядок выше, чем даже у плутония класса «непрямого» использования (80% ^{238}Pu). Поэтому можно заключить, что даже при содержании 20-80% ^{233}U в смеси с ^{238}U по рассматриваемым факторам защищенности такой уран можно рассматривать как ядерный материал, весьма близкий к материалам класса «непрямого» использования, если только в таком уране будет присутствовать еще и соответствующая добавка ^{232}U . Заметим, что такой материал будет характеризоваться также жестким γ -излучением, сопутствующим распаду последних звеньев цепочки распада ^{232}U (см. рис. 2) [13].

Однако при химической очистке такого материала может существовать непродолжительное по времени «окно уязвимости», когда хотя бы теоретически его можно переключить на создание ЯВУ, пока цепочка распада ^{232}U вновь не наберет силу [5]. Так, например, для денатурированного урана (50% $^{232+233}\text{U}$ + 50% ^{238}U) при содержа-

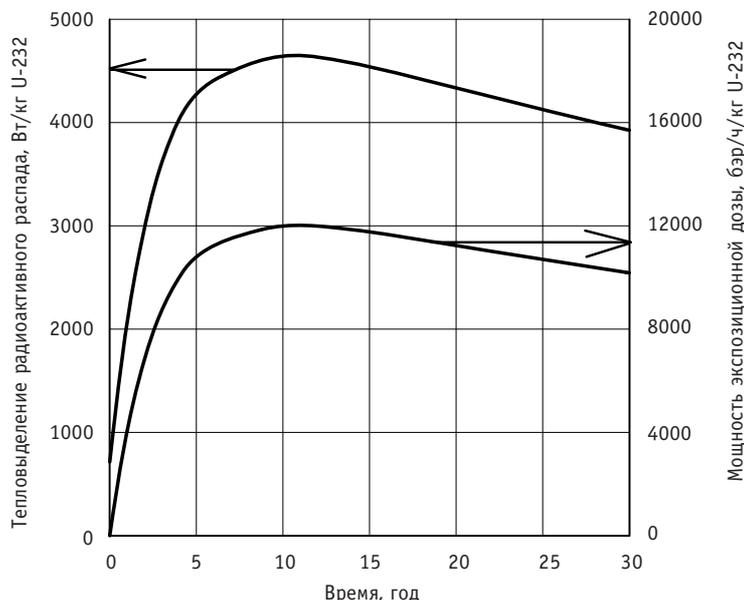


Рис.2. Зависимости тепловыделения радиоактивного распада и мощности экспозиционной дозы от времени для урана-232 (мощность экспозиционной дозы без учета самопоглощения)

нии 4.9% ^{232}U (см. табл. 4) через 10 суток после очистки плотность теплового потока с поверхности голой сферы составит 1/6 часть величины теплового потока для материала класса «непрямого» использования (80% ^{238}Pu). Правда, ослабленность этого физического фактора в определенной мере компенсируется защитным фактором,

Таблица 5

Радиационные характеристики денатурированного урана-233 ($^{232}\text{U} \neq 0$) в металлической форме

Характеристика	Материалы класса «непрямого» использования		80% $^{232+233}\text{U}$ \oplus ^{238}U	50% $^{232+233}\text{U}$ \oplus ^{238}U	30% $^{232+233}\text{U}$ \oplus ^{238}U	20% $^{232+233}\text{U}$ \oplus ^{238}U
	20% ^{235}U \oplus ^{238}U	80% ^{238}Pu \oplus ^{239}Pu (δ -фаза)				
Голая критическая сфера, кг	860	13.8	22.5	55.2	137.7	282
$^{232}\text{U}/\Sigma\text{U}$, % (равновесная цепочка распада)	-	-	6.5	4.9	3.6	2.8
[(SF)+(α ,n)] нейтроны, н/с	$3 \cdot 10^{+3}$	$2.9 \cdot 10^{+7}$	$2.9 \cdot 10^{+7}$	$2.9 \cdot 10^{+7}$	$2.9 \cdot 10^{+7}$	$2.9 \cdot 10^{+7}$
Примесь бериллия, ррт	-	-	3.2	1.75	0.96	0.59
Примесь бора, ррт	-	-	28	15.4	8.4	5.2
Энергетический выход, кт ТНТ (P=99.9%)	-	-	0.5 - 0.71	0.5 - 0.71	0.5 - 0.71	0.5 - 0.71

связанным с жестким γ -излучением. Ведь мощность экспозиционной γ -дозы через 10 сут уже станет ~ 250 бэр/ч (на расстоянии 1 м), а через 100 сут превысит 2000 бэр/ч с дальнейшим ростом в течение 10 лет (рис. 2).

ОБ «УСТОЙЧИВОСТИ» ФАКТОРОВ ЗАЩИЩЕННОСТИ ^{233}U В ТОПЛИВЕ С СОВМЕСТНЫМ ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ^{238}U И ТОРИЯ

Формирование нуклидного состава топлива так, чтобы любая фракция (урановая, плутониевая) по своему составу соответствовала материалам из класса «непрямого» использования (или близким к ним), можно рассматривать как важный шаг на пути повышения защищенности топливного цикла. При этом предполагается, что может существенно усложниться и растянуться во времени процесс возможного перевода ядерных материалов в оружейный класс [5].

Не менее важным является также свойство сохранения этого уровня защищенности в процессе облучения. Иными словами, речь идет об «устойчивости» уровня защищенности материалов в процессе работы реактора [5]. Применительно к рассматриваемой урановой фракции, содержащей $^{232+233}\text{U}$ в смеси с ^{238}U и размешанной с торием, это может означать, например, что с началом облучения отношение ^{232}U к ^{233}U не должно понижаться. Нетрудно видеть, что для этого необходимо выполнение следующего неравенства, которое включает в себя начальное содержание ^{232}U , ^{233}U и ^{232}Th (ρ), а также усредненные по спектру нейтронов сечения (σ):

$$\frac{\rho^{U-233}(0)}{\rho^{Th-232}(0)} \geq \frac{1}{\sigma_{cf}^{U-233} - \sigma_{cf}^{U-232}} \cdot \left(\sigma_c^{Th-232} + \sigma_c^{U-232} \cdot \frac{\rho^{U-232}(0)}{\rho^{HM}(0)} \cdot \frac{1}{\rho^{Th-232}(0) / \rho^{HM}(0)} \right)$$

причем максимальное содержание ^{232}Th и ^{232}U в топливе удовлетворяет равенству в этом соотношении. Для оценки этого максимального содержания по программе GETERA [14] были выполнены расчетные исследования размножающих свойств топливной решетки (модель ячейки) с легкой водой применительно к условиям легководного реактора. Топливо - смесь $\text{UO}_2 + \text{ThO}_2$, причем доля ThO_2 изменялась от 0%

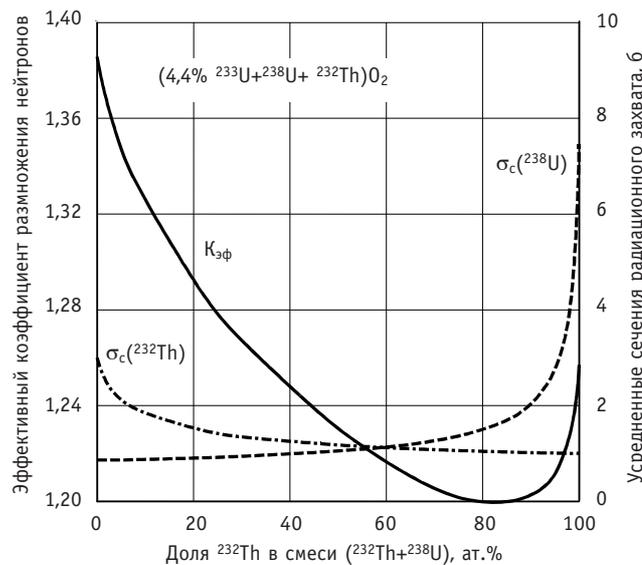


Рис.3. Зависимости эффективного коэффициента размножения и усредненных сечений в ячейке от доли ^{232}Th в топливной фракции ($^{232}\text{Th} + ^{238}\text{U}$) O_2

до 100%, урановая фракция в топливе содержала ^{233}U и ^{238}U , а ^{233}U во всей топливной композиции составлял фиксированную величину - 4.4%. Зависимости эффективного коэффициента размножения эквивалентной ячейки и усредненных сечений от содержания ThO_2 приведены на рис. 3.

Заметим, что существенное изменение этих параметров в области малых содержаний как ThO_2 , так и UO_2 связано, в основном, с изменением эффекта самоэкранировки ^{232}Th и ^{238}U . В связи с этим немаловажным является также и то, что этот эффект благотворно отражается на температурном коэффициенте реактивности по теплоносителю (см. рис. 4).

Используя указанные данные о средних сечениях и принимая, что $\rho^{\text{U-}^{232}}(0)/\rho^{\text{HM}}(0)=0.4\%$ (это соответствует тепловыделению 20 Вт/кг топлива от равновесной цепочки распадов ^{232}U) и $\rho^{\text{Th-}^{232}}(0)/\rho^{\text{HM}}(0)=0.4$, получаем, что соотношение между ^{233}U и ^{232}Th необходимо поддерживать выше 5%. При содержании ^{233}U в топливе на уровне 3-5% и при доле тория в топливе 40% содержание примеси ^{232}U в ^{233}U в процессе облучения снижаться не будет.

Как известно, недостатком использования ^{238}U для понижения обогащения ^{233}U является то обстоятельство, что в процессе облучения из ^{238}U будет накапливаться плутоний. При небольшой доле урана-238 накопление плутония в топливе будет, конечно, невелико и заметно меньше, чем при использовании уранового топлива. С этой точки зрения предпочтительно использовать топливо на основе ^{232}Th и где ^{238}U являлся бы небольшой добавкой. Вопрос о том, насколько малой может быть добавка ^{237}Np в исходном (U-Th)-топливе, чтобы накапливаемый плутоний по своему составу оказался близким к плутонию из класса «непрямого» использования, станет предметом последующего рассмотрения.

ВЫВОДЫ

1. Плутоний с содержанием 20-50% ^{238}Pu по радиационным характеристикам является близким к плутонию класса «непрямого» использования (80% ^{238}Pu).
2. ^{233}U , разбавленный ^{238}U и содержащий добавку ^{232}U , характеризуется высоко-

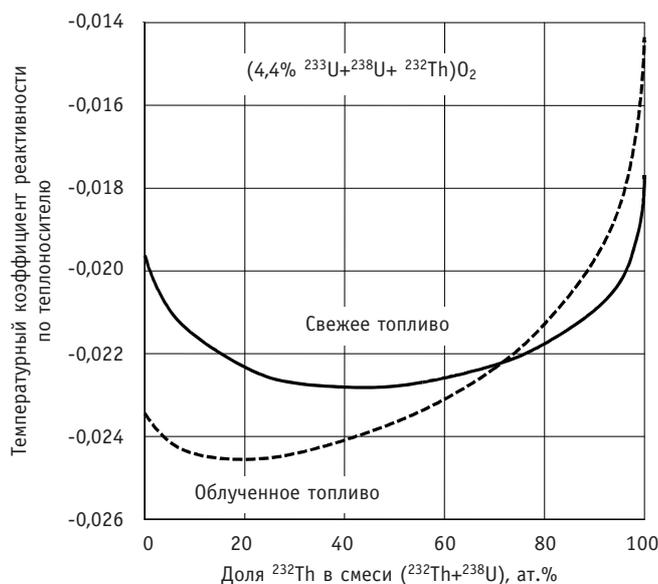


Рис. 4. Зависимость температурного коэффициента реактивности по теплоносителю от доли ^{232}Th в топливной фракции ($^{232}\text{Th}+^{238}\text{U}$) O_2

го уровня защитными характеристиками, соответствующими материалам класса «непрямого» использования. Малые примеси легких элементов (на уровне 10^{-4} ат.%) способны создать нейтронный фон, гарантирующий преждевременный запуск цепной реакции деления при попытке использовать его в ядерном взрывном устройстве.

3. Цепочка распада ^{232}U обеспечивает высокое внутреннее тепловыделение α -распада, требующее интенсивного теплоотвода, и высокую интенсивность жесткого γ -излучения.

Оцененные факторы защищенности можно рассматривать как дополнительные к защищенности делящихся материалов в таком топливном цикле, который характеризуется неполной очисткой от продуктов деления и отсутствием разделения урановой, плутониевой и ториевой фракций.

Литература

1. Carson Mark J. Explosive Properties of Reactor-grade Plutonium // Science & Global Security. - V. 4. - P. 111-128.
2. Additional Information Concerning Underground Nuclear Weapon Test of Reactor-Grade Plutonium. - DOE Facts. <http://www.osti.gov/html/osti/opennet/document/press/pc29.html>
3. Pobereskin M., Kok K.D. and Madia W.J. Co-processing - An evaluation of chemical reprocessing without plutonium separation // Nuclear Technology. - 1978. - V. 41. - P. 149-154.
4. Rahn F.J., Adamantides A.G., Kenton J.I., Braun C. A Guide to Nuclear Power Technology. A Wiley-Interscience Publication, J. Wiley and Sons, New York, 1984.
5. DeVolpi A. Denaturing Fissile Materials // Progress in Nuclear Energy. - 1982. - V. 10. - № 2. - P. 161-220.
6. OTA - Office of Technology Assessment. Nuclear proliferation and safeguards, (Praeger, NY); Appendices I-V for NTIS, PB - 275 844; Appendices VI-IX for NTIS, PB - 275 845, 1977.
7. IAEA Safeguards: Aims, Limitation and Achievements, IAEA/SG/INF/4, IAEA, Vienna, 1983.
8. The Physical Protection of Nuclear Material, INF/CIRC/225/ Rev.2, IAEA, Vienna, 1989.
9. Rolland-Pieque C. Safeguards and non-proliferation for advanced fuel cycles. IAEA safeguards on plutonium and HEU. - Proceedings of the International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems "GLOBAL'95", September 11-14, 1995, Versailles, France, Vol.1, p.432-440.
10. Massey J.V., Schneider A. The role of plutonium-238 in nuclear fuel cycles // Nuclear Technology. - Jan. 1982. - V. 56. - P. 55-71.
11. Breimester J.B. MCNP - A General Monte-Carlo Code, Version 4-A, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, 1993.
12. Kosako K., Maekawa F., Oyama Y., Uno Y., Maekawa H. FSXLIB-J3R2: A Continuous Energy Cross-Section Library for MCNP based on JENDL 3.2, JAERI-Data/Code 94-020, 1994.
13. Benedict M., Pigford T.H., Levi H.W. Nuclear Chemical Engineering. McGraw-Hill Book Company, New York, 2-nd Edition, 1981.
14. Belousov N., Bychkov S., Marchuk Y., et al. «GETERA Code for Cell and Poly-Cell Calculations and Capabilities,» Proceedings of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Charleston Sheraton, Charleston, SC, USA, March 8-11, 1992, Vol. 2, pp.516-523 (1992).
15. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses of Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/RS, Oak Ridge & USA, (1997).

Поступила в редакцию 19.12.2002

ВЫВОД И ОБОБЩЕНИЕ ФОРМ-ФАКТОРОВ КВАЗИОДНОМЕРНЫХ МОДЕЛЕЙ КОЭФФИЦИЕНТОВ ПРИСТЕННОГО ТРЕНИЯ, ТЕПЛО- И МАССООБМЕНА НЕОДНОРОДНЫХ ПОТОКОВ. КАНАЛЫ КРУГЛОЙ И ЩЕЛЕВОЙ ГЕОМЕТРИИ*

Ю.Н. Корниенко

ГНЦ-РФ Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Представлен метод построения обобщенных аналитических интегральных замыкающих соотношений для факторов формы коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена, определяющих квазиодномерную модель неоднородных потоков теплоносителей. Для задач теплообмена получено обобщение интеграла Лайона, учитывающее распределенность не только теплофизических (т/ф) свойств, источников/стоков тепла, но и других переменных в поле течения. Приведены лайон-подобные интегральные выражения для форм-факторов, обобщающие соотношения для коэффициентов трения и массообмена и учитывающие распределенность не только т/ф свойств, но и других обобщенных массовых сил и субстанций.

ВВЕДЕНИЕ

Углубление знаний о процессах переноса импульса, тепла и массы имеет большое значение для совершенствования анализа теплогидравлических процессов в контурах и активных зонах ЯЭУ [1], выполняемого, например, с помощью таких одномерных кодов «улучшенной» оценки как RETRAN и RELAP5 (США), ТРАП и КОРСАР (Россия). Используемые одномерные модели этих кодов не учитывают изменения переменных по сечению канала, поэтому перенос импульса, энергии и массы между стенкой и потоком должен быть определен замыкающими соотношениями в форме теоретических, полуэмпирических или эмпирических корреляций.

Для номинальных и стационарных условий течения одно- и двухфазных потоков в элементах оборудования обычной и ядерной энергетики рекомендации относительно коэффициентов трения, тепло- и массообмена достаточно хорошо известны. Многочисленные экспериментальные и теоретические работы [2], выполненные, как правило, в стабилизированных, установившихся условиях на основе простых, равновесных и гомогенных моделей привели к разработке таких, уже ставших классическими,

**Работа выполнена при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (код проекта 03-01-96338).*

© Ю.Н. Корниенко, 2003

соотношений и корреляций как интеграл Лайона, известные формулы для трения и теплообмена Блазиуса, Петухова, Кольбрука – для однофазных течений. В двухфазных потоках используются множитель двухфазности, корреляция Арманда, метод Мартинелли-Нельсона, зависимости Кутателадзе-Леонтьева и другие. Названные корреляции получены, в основном, для вынужденной циркуляции теплоносителя при умеренных давлениях и тепловых потоках и массовых скоростях теплоносителя.

Однако для сложных условий, в присутствии нескольких физических эффектов, знание замыкающих соотношений оставляет желать лучшего. Вот почему, в частности, эффекты аномального увеличения трения и теплообмена в потоках с седлообразными профилями газо(паро)содержания, экспериментально зафиксированные в [3], не могут получить объяснение в рамках гомогенной одномерной модели. Изучение таких явлений и разработка математических моделей для них требует создания простых и адекватных методов для описания дополнительных эффектов, связанных с учетом т/ф свойств, источников/стоков субстанции и ее переносом в поле течения, влиянием ускорений и пр. Предлагавшиеся ранее аналитические описания [4-6] были разработаны для конкретных, специфических проблем и поэтому оказываются ограниченными в своих допущениях и диапазонах применения.

В данной работе представлен более подробный вывод и обобщение интегральных аналитических зависимостей [7-9] для распределений параметров потока теплоносителя, а также коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена на основе форм-факторов, учитывающих соответствующие профили переменных в одномерных моделях искомых коэффициентов. Подобно интегральным параметрам распределений двухфазных потоков [10], определяющих поправочные множители для левой части уравнений законов сохранения, т.е. к массе, импульсу и энергии в контрольном объеме, форм-факторы обеспечивают коррекцию замыкающих соотношений для правой части этих уравнений, учитывающих неоднородность профилей переменных и членов источников субстанции в поле течения. Последующие обсуждения и выводы построены для условий внутренней задачи в осесимметричных круглых трубах и плоских каналах.

«Великие законы классической физики можно рассматривать как один общий закон - закон сохранения» [11, с. 38].

УНИФИЦИРОВАННОЕ ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ПРОФИЛЕЙ ПАРАМЕТРОВ В ПОПЕРЕЧНОМ СЕЧЕНИИ КРУГЛОЙ ТРУБЫ

Первые два раздела работы носят информационно-справочный, хотя и обобщенный характер, представляя в единой форме исходные допущения и систему принятых обозначений. Согласно феноменологической теории гидродинамики, тепло- и массообмена [5, 12] для описания плотности потока импульса, тепла и вещества использованы известные градиентные гипотезы переноса Ньютона, Фурье и Фика и объединяющая их концепция обобщенного коэффициента переноса субстанции Рейнольдса [12] (см. табл. 1).

Для осесимметричных условий течения в каналах постоянного сечения изменения основных характеристик происходят в аксиальном направлении и по нормали к стенке канала (в радиальном направлении). Наиболее простые формы представлений аксиальной и радиальной составляющих турбулентного потока возможны при условии так называемых линейно-изменяющихся течений [12], что позволяет использовать метод Фурье – разделения переменных. К этому классу задач, в частности, относятся течения в рамках различных моделей пограничного слоя. Тогда измене-

Таблица 1

Формулировки локальных плотностей потока субстанций, чисел и коэффициентов для щели/или трубы (радиуса r_1)

	1	2	3	4
1. Плотность потока	субстанции $J = \rho \epsilon_T \frac{\partial \varphi}{\partial r}$	движения $\tau = -\rho \nu_T \frac{\partial w}{\partial r}$	тепла $q = \rho k_T \frac{\partial h}{\partial r}$	массы $N = \rho D_T \frac{\partial c}{\partial r}$
2. Коэффициент переноса	$\epsilon_T = \epsilon + \epsilon_t; (\epsilon_t = \epsilon_T / \epsilon_1)$	$\bar{v}_T = \bar{v} + \bar{v}_t$ (1- турбулентное)	$\bar{k}_T = \bar{k} + \bar{k}_t$ (1- общее)	$\bar{D}_T = \bar{D} + \bar{D}_t$ (1- общее)
3. Переменная $\varphi \rightarrow (w, h, (T), c)$	$\varphi_1^+ - \varphi^+ = Pe_J \int_0^1 \frac{J}{R \rho \epsilon_T} dR$	$w^+ = Re_w \int_0^1 \frac{\tau}{R \rho \bar{v}_T} dR$, для $w_1 = 0$	$h_1^+ - h^+ = Pe_h \int_0^1 \frac{q}{R \rho k_T} dR$	$c_1^+ - c^+ = Pe_N \int_0^1 \frac{N}{R \rho D_T} dR$
4. Субстанция трения	$\varphi_* = J_1 / (\rho_1 w_*)$	$w_*^2 = \tau_1 / \rho_1$	$h_* = q_1 / (\rho_1 w_*)$	$c_* = N_1 / (\rho_1 w_*)$
5. Осреднение по сечению круглой или плоской трубы A_T	$\bar{\varphi} = \frac{\int_0^1 \rho w^2 dA_T}{\int_0^1 \rho w^2 dA_T}$	$\bar{w} = \frac{\int_0^1 \rho w 2\pi r dr}{\int_0^1 \rho 2\pi r dr}$	$\bar{\tau}_T = \frac{\int_0^1 r \rho w \tau_2 R dr}{\int_0^1 \rho w 2\pi r R dr}$	$\bar{c} = \frac{\int_0^1 c R_T dR}{\int_0^1 R_T dR}$, если $\rho w \neq f(R)$.
6. Число переноса - по субстанции трения	$Pe_J = (\rho w) r_1 / (\rho_1 \epsilon_1)$ $Pe_{J*} = w_* r_1 / \epsilon_1$	$Re = (\rho w) r_1 / (\rho_1 \nu_1)$ $Re_* = w_* r_1 / \nu_1$	$Pe = (\rho w) r_1 / (\rho_1 k_1)$ $Pe_* = w_* r_1 / k_1$	$Pe_N = (\rho w) r_1 / (\rho_1 D_1)$ $Pe_{N*} = w_* r_1 / D_1$
7. Коэффициент трения, тепло- и массообмена	$St_J = \frac{J_1}{(\rho w) \bar{\eta} (\varphi_1 - \bar{\varphi})}$	$\lambda = \frac{8 \tau_1}{(\rho) \bar{w}^2 (\rho w) \bar{w}}$	$h_q = q_1 / (T_1 - \bar{T}_T)$ $St_q = h_q / (\rho w) \bar{c}_T$	$\alpha_N = \frac{N_1}{c_1 - \bar{c}}$ $St_N = \frac{\alpha_N}{(\rho w)}$
8. Плотность потока Рейнольдса	$Rm_J = J_1 / \bar{\eta} (\varphi_1 - \bar{\varphi})$	$Rm_\tau = \tau_1 / \bar{w}$, для $w_1 = 0$	$Rm_q = q_1 / (h_1 - \bar{h}_T)$	$Rm_N = N_1 / (c_1 - \bar{c})$
9. Число Стантона субстанции	$\frac{1}{St_J} = \bar{\eta} Pe_J \int_0^1 \frac{\rho w^2}{(\rho w)^2} dR$ $\left(\int_0^1 \frac{J}{\rho \epsilon_T} dR \right) R_T dR$	Для $w_1 = 0, \bar{\eta} = 1, \sigma = 0$ $\frac{1}{\lambda} = \frac{1}{8} \int_0^1 \frac{\rho}{(\rho)}$ $\left(\int_0^1 \frac{\tau}{\rho \bar{v}_T} dR \right) R_T dR$	Для $\sigma = 1, \bar{\eta} = 1$ $\frac{1}{St_q} = Pe_h \int_0^1 \frac{\rho w}{(\rho w)}$ $\left(\int_0^1 \frac{q}{\rho k_T} dR \right) R_T dR$	Для $\sigma = 1, \bar{\eta} = 1$ $\frac{1}{St_N} = Pe_N \int_0^1 \frac{\rho w}{(\rho w)}$ $\left(\int_0^1 \frac{N}{\rho D_T} dR \right) R_T dR$

ния значений рассматриваемой переменной $\varphi(r, z)$ (под которой здесь понимается аксиальная скорость w , энтальпия h и концентрация c) оказываются 1) одинаковыми в каждом поперечном сечении канала; 2) по крайней мере, линейными вдоль канала, при этом возможно разделение переменных по координатам.

Математическое сходство названных процессов переноса (первая строка табл. 1) позволяет ввести формально обобщенное выражение, связывающее плотность потока субстанции \bar{J} через характеристику переноса ε_T с градиентом потенциала φ по нормали к стенке

$$\bar{J} = \rho \varepsilon_T \frac{\partial \varphi}{\partial r}, \quad (1)$$

где $\varepsilon_T = \varepsilon + \varepsilon_t$ - суммарная молекулярная (ε) плюс молярная (ε_t) характеристика переноса субстанции, а именно, вязкость, температуропроводность или коэффициент диффузии (вторая строка табл. 1). Заметим, что в уравнении (1) в соответствии с идеей Буссинеска о придании формуле турбулентного трения того же вида, что и ламинарный закон Ньютона [12], турбулентным потокам тепла и вещества придан вид, формально обобщающий законы Фурье и Фика.

После масштабирования переменных в уравнении (1) относительно их значений на стенке и интегрирования по радиусу R получим профиль изменения каждого из рассматриваемых потенциалов в поперечном сечении канала при известных плотностях потока субстанции

$$\varphi_1 - \varphi^* = Pe_T \int_0^1 \frac{\bar{J}}{\rho \varepsilon_T} dR. \quad (2)$$

Детальное описание плотностей потока субстанций и ключ к расшифровке обозначений раскрыты в первых семи строках табл. 1. Используя данные в ней обозначения, нетрудно восстановить соответствующие профили аксиальной скорости, энтальпии и концентрации из интеграла (2) (см. третью строку табл. 1). Они доказывают обобщение соотношений, полученных Б.С. Петуховым и В.Н. Поповым [2] для профилей скорости и температуры при отсутствии допущения о линейном распределении вязких напряжений.

ОБОБЩЕННЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ ПЕРЕНОСА СУБСТАНЦИИ

В соответствии с определениями коэффициентов трения, тепло- и массообмена [1, 12] каждый из них связан с осредненными в поперечном сечении профилями параметров течения (скоростью, температурой и концентрацией, см. седьмую строку табл. 1). Для обобщения этих определений полезно воспользоваться понятием потока Рейнольдса [12] (см. восьмую строку табл. 1), которое в общем виде можно записать как

$$J_1 = \eta R m_1 (\varphi_1 - \bar{\varphi}). \quad (3)$$

Выбор знака зависит от конкретных условий течения и здесь не производится (по умолчанию принимается положительным). Множитель η возникает для потока Рейнольдса тепла как средняя теплоемкость потока при определении коэффициента теплоотдачи на основе закона Ньютона-Рихмана; при рассмотрении трения и массообмена $\eta = 1$. Здесь для внутренних задач тепло- и массообмена в осесимметричных каналах принято

$$\varphi_1 - \bar{\varphi} = \langle (\varphi_1 - \varphi) \rho w^n \rangle / \langle \rho w^n \rangle = \int_0^1 (\varphi_1 - \varphi) \rho w^n R_1 dR / \int_0^1 \rho w^n R_1 dR, \quad (4)$$

где $R_1 = \gamma R^{\gamma-1}$ ($\gamma = 1$ - плоский канал, $\gamma = 2$ - круглая труба); φ принимает значения эн-

тальпии h (температуры T) и концентрации c при $\sigma = 1$; средне-взвешенное значение скорости при отсутствии скольжения на стенке имеет вид $\bar{w} = \langle \rho w \rangle / \langle \rho \rangle$.

По определению обобщенный коэффициент переноса субстанции St_J связан с продольным массовым расходом $\langle \rho w \rangle$ соотношением

$$St_J = Rm_J / \langle \rho w \rangle. \quad (5)$$

Устранение Rm_J из уравнений (3) и (5) приводит к следующей зависимости для обобщенного коэффициента переноса субстанции:

$$St_J = \frac{J_i}{\langle \rho w \rangle \eta (\varphi_i - \bar{\varphi})} = \frac{J_i \langle \rho w^* \rangle}{\langle \rho w \rangle \eta \langle (\varphi_i - \varphi) \rho w^* \rangle}. \quad (6)$$

Физический смысл St_J непосредственно следует из уравнений (5) и (6), которые определяют обобщенный коэффициент переноса субстанции (импульса, тепла или вещества) как меру отношения поперечного к продольному переносу субстанции.

ОСНОВНОЕ ИНТЕГРАЛЬНОЕ СООТНОШЕНИЕ ДЛЯ ОБОБЩЕННОГО КОЭФФИЦИЕНТА ПЕРЕНОСА СУБСТАНЦИИ

В результате масштабирования переменных в уравнении (6) имеем

$$\frac{1}{St_J} = \langle \tilde{\rho} w^* \rangle \eta (\varphi_i^* - \bar{\varphi}^*), \quad (7)$$

где $\langle \tilde{\rho} w^* \rangle = \frac{\langle \rho w \rangle}{\rho_i w_i} = \frac{Pe_J}{Pe_{e_i}}$; $\tilde{\eta} = \begin{cases} 1 - \text{трение и массообмен} \\ C_{e_i} / \bar{C}_{e_i} - \text{теплообмен} \end{cases}$; $\bar{C}_{e_i} = (h_i - \bar{h}) / (T_i - \bar{T}) = \int_0^1 C_{e_i} dT / (T_i - \bar{T})$.

Подстановка интегральной зависимости для профиля субстанции (2) с учетом (4) в соотношение (7) приводит к искомой интегральной форме для обобщенного коэффициента переноса субстанции

$$\frac{1}{St_J} = Pe_J \tilde{\eta} \int_0^1 \frac{\rho w^*}{\langle \rho w^* \rangle} \left(\int_0^1 \frac{\tilde{J}}{\tilde{\rho} \tilde{e}_i} dR \right) R_i dR. \quad (8)$$

Таким образом, St_J связан с профилем потока переносимой субстанции J , локальными физическими свойствами η , ρ , w , а также (молекулярно-молярными) характеристиками переноса e_T . Здесь следует подчеркнуть универсальность выражения (8), т.е. подстановка соответствующих потоков и характеристик переноса субстанций обращает его в коэффициенты сопротивления трения, тепло- и массообмена, что нетрудно проверить, используя определения из табл. 1. Однако в отличие от [2] представленные в девятой строке табл. 1 интегральные соотношения для коэффициентов трения, тепло- и массообмена не ограничены допущением о линейном распределении вязких напряжений.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА СУБСТАНЦИИ

С тем, чтобы иметь возможность обобщения разрабатываемого метода на двухфазные течения, удобно использовать законы сохранения в форме одинаково пригодной как для одно-, так и для двухфазных потоков. Для этой цели вполне приемлемым является описание двухфазного потока на основе модели потока дрейфа [1, 13]. В табл. 2 представлена модель потока дрейфа, модифицированная для целей настоящей работы. Закон распространения легкой фазы описан уравнением конвективной диффузии (2). Уравнения законов сохранения используются в неконсервативной форме (1)-(4). Здесь для условий двухфазных течений под плотностью ρ , массовой скоростью ρw и энтальпией h следует понимать их двухфазные характеристики, оп-

Неконсервативные (транспортные) формы уравнений законов сохранения МПД

Полевые уравнения законов сохранения	Определения параметров и компонент
смеси $\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{u}) = 0, \quad (1)$	$\rho = (\alpha \rho)_g + (\alpha \rho)_f; \quad \rho \vec{u} = (\alpha \rho \vec{u})_g + (\alpha \rho \vec{u})_f;$ где $\alpha_g = 1 - \alpha_f$; r - жидкость, g - газ, пар.
конвективной диффузии $\rho \frac{\partial c}{\partial t} + \rho \vec{u} \cdot \nabla c = -\nabla \cdot (\vec{N}_T) + \Gamma, \quad (2)$	$c = (\alpha \rho)_g / \rho; \quad \vec{u}_{gf} = \vec{u}_g - \vec{u}_f;$ $\vec{N}_d = c(\alpha \rho)_g \vec{u}_{gf}; \quad \vec{N}_T = \vec{N}_t + \vec{N}_d; \quad (6)$
энергии смеси $\rho \frac{\partial h}{\partial t} + \rho \vec{u} \cdot \nabla h = -\nabla \cdot (\vec{q}_T) + q_v, \quad (3)$	$h = [(\alpha \rho h)_g + (\alpha \rho h)_f] / \rho; \quad h_{gf} = h_g - h_f;$ $\vec{q}_d = c \rho_f \vec{u}_{gf} (h_g - h_f); \quad \vec{q}_T = \vec{q}_t + \vec{q}_d; \quad (7)$
движения смеси $\rho \frac{\partial \vec{u}}{\partial t} + \rho \vec{u} \cdot \nabla \vec{u} = -\nabla \cdot (\vec{\tau}_T) - \nabla P + \rho \vec{g}_T \quad (4)$	$\vec{u} = [(\alpha \rho \vec{u})_g + (\alpha \rho \vec{u})_f] / \rho; \quad \vec{g}_T = \vec{g} + \Gamma \vec{u}_{gf} / \rho;$ $\vec{\tau}_d = \frac{c}{1-\alpha} \rho_f \vec{u}_{gf} \vec{u}_{gf}; \quad \vec{\tau}_T = \vec{\tau}_t + \vec{\tau}_d; \quad (8)$
общая форма $\rho \frac{\partial \phi}{\partial t} + \rho \vec{u} \cdot \nabla \phi = -\nabla \cdot (\vec{J}) + I_v, \quad (5)$	переменная $\phi \rightarrow (c, h(T), w);$ плотность потока субстанции $\vec{J} \rightarrow (\vec{N}, \vec{q}, \vec{\tau});$ источник/сток субстанции $I_v \rightarrow (\Gamma, q_v, \rho \vec{g}_T)$

ределенные в правой части табл. 2. Члены, учитывающие дрейф легкой фазы, помечены нижним индексом «d», аддитивно добавлены к соответствующим плотностям потока субстанций, помеченным индексом «t» (6)-(8). Дополнительное ускорение за счет парообразования на поверхности раздела фаз записано вместе с гидростатической составляющей. Таким образом, приходим к форме записи символически полностью идентичной как для одно-, так и для двухфазных потоков.

Если ограничиться рассмотрением нестационарных условий течения осесимметричного потока в (r-z)-геометрии, тогда в рамках приближения пограничного слоя представленные в табл. 2 уравнения законов сохранения можно записать в обобщенном и унифицированном виде с помощью единого уравнения переноса субстанции (5) в координатной форме

$$\frac{1}{r^{\gamma-1}} \frac{\partial}{\partial r} (r^{\gamma-1} J) = I_v - \rho w \frac{\partial \phi}{\partial z} - \rho v \frac{\partial \phi}{\partial r} - \rho \frac{\partial \phi}{\partial t}, \quad (9)$$

где w - аксиальная скорость, v - радиальная скорость. Источниковый член I_v в этой работе связывается для уравнения движения с градиентом давления и гидростатической составляющей, тогда как для уравнения энергии и массопереноса он представляет источник (сток) потоков тепла и массы.

Масштабирование переменных в уравнении (9) с учетом рассматриваемых эффектов (e) приводит к

$$\frac{1}{R^{\gamma-1}} \frac{\partial}{\partial R} (R^{\gamma-1} \tilde{J}) = \tilde{I}_v - \tilde{\rho} w^+ \frac{\partial \phi^+}{\partial Z} - \tilde{\rho} v^+ \frac{\partial \phi^+}{\partial R} - \tilde{\rho} \frac{\partial \phi^+}{\partial \tilde{t}} - \frac{1}{S_r}, \quad (10)$$

где принято

↓	↓	↓	↓
e=: 1	2	3	4;

$\tilde{I}_v = I_v r_1 / J_1$, $Z = z / r_1$, $Sr = t_0 w_0 / r_1$, $\tilde{t} = t / t_0$, $t_t \ll t_0 < t_v$. Здесь t_v - время транспорта через канал, t_t - период турбулентных пульсаций. Распределенные в поле течения эффекты обозначены как $e=1$ - для внутренних источников/стоков, $e=2$ - для аксиального и $e=3$ - для радиального ускорения, $e=4$ - для изменения во времени переменной φ . Как показано ниже, такое совместное рассмотрение воздействия на поток различных внешних и массовых сил, обобщая предложенный ранее метод [6], облегчает нахождение общих аналитических интегральных формулировок для замыкающих соотношений термогидравлики.

Проинтегрировав последнее уравнение сначала с переменным верхним пределом R , а затем до оси симметрии $R=1$ и объединив полученные интегралы (используя обозначения табл. 3), получим уравнение для распределения локальной плотности потока субстанции

$$\tilde{J} = \frac{\mathfrak{R}_J}{R^{\gamma-1}} \left(1 - \frac{1}{\gamma} \sum_e \Phi_{ef} K_{ef} \right), \quad (11)$$

где

$$\mathfrak{R}_J = \int_0^R (\rho w)^\sigma R_\gamma dR / \int_0^1 (\rho w)^\sigma R_\gamma dR \quad (12)$$

весовая функция, построенная на основе массовой скорости для уравнения энергии и конвективной диффузии (при $\sigma=1$) и учитывающая ее профиль. Легко видеть, что для «ударных» (плоских) профилей массовой скорости $\rho w \neq f(R)$, а также при рассмотрении уравнения движения (при $\sigma=0$) имеем $\mathfrak{R}_J = \mathfrak{R}_t = R^\gamma$.

ОПРЕДЕЛЕНИЯ И ФИЗИЧЕСКИЙ СМЫСЛ ФОРМ-ФАКТОРОВ

Для лаконичности и наглядности компоненты Φ_{ef} и форм-факторы K_{ef} , управляющие поведением плотности потока субстанции (11) и ответственные за эффекты распределенных в поле течения источников/стоков субстанций и переменных, приведены в табл. 3. При этом, если компонента Φ_{ef} отражает нормированный относительно «шкалы трения» масштаб данного явления e , то форм-фактор K_{ef} представляет собой меру отличия локальной переменной от ее среднеинтегрального значения, отнесенную к величине этой компоненты, т.е. осуществлена нормировка основного

Таблица 3

Определения осредненных компонент Φ_{ef} и форм-факторов K_{ef} уравнения переноса субстанции (φ) при азимутально равномерном течении

e	Осредненные компоненты переноса Φ_{ef}	Факторы формы профиля переменной K_{ef}
1	$\Phi_{v0} = \frac{1}{\gamma} \int_0^R \tilde{I}_{v0} R_\gamma dR, R_\gamma = \gamma R^{\gamma-1}, \quad (1)$	$K_{v0} = 1 - \frac{\int_0^R \tilde{I}_{v0} R_\gamma dR}{\left(\Phi_{v0} \mathfrak{R}_J \right)} \quad (2)$
⊗ 2	$\Phi_{z0} = \frac{1}{\gamma} \int_0^R \tilde{\rho} w^+ \frac{\partial \varphi^+}{\partial Z} R_\gamma dR \quad (3)$	$K_{z0} = 1 - \frac{\int_0^R \tilde{\rho} w^+ \frac{\partial \varphi^+}{\partial Z} R_\gamma dR}{\left(\Phi_{z0} \mathfrak{R}_J \right)} \quad (4)$
3	$\Phi_{y0} = \int_0^R \tilde{\rho} v^+ \frac{\partial \varphi^+}{\partial R} R_\gamma dR \quad (5)$	$K_{y0} = 1 - \frac{\int_0^R \tilde{\rho} v^+ \frac{\partial \varphi^+}{\partial R} R_\gamma dR}{\left(\Phi_{y0} \mathfrak{R}_J \right)} \quad (6)$
4	$\Phi_{\omega\varphi} = \frac{1}{Sr} \int_0^R \tilde{\rho} \frac{\partial \varphi^+}{\partial \tilde{t}} R_\gamma dR \quad (7)$	$K_{\omega\varphi} = 1 - \frac{1}{Sr} \frac{\int_0^R \tilde{\rho} \frac{\partial \varphi^+}{\partial \tilde{t}} R_\gamma dR}{\left(\Phi_{\omega\varphi} \mathfrak{R}_J \right)} \quad (8)$

⊗ - отсутствует для плотности теплового потока и потока массы, полученных с использованием $\partial \varphi^+ / \partial Z$.

уравнения переноса субстанции, подобно тому, как это принято в теории подобия и моделирования [5].

При отсутствии влияния радиально распределенных эффектов включая массовую скорость, т.е. когда $rw \neq f(R)$, $\Phi_{\text{эф}} \rightarrow 0$ и $K_{\text{эф}} \rightarrow 0$, получим обычное линейное распределение плотности потока субстанции: вязких напряжений, плотности потока тепла и массы [2]. И, наоборот, в случае заметного их влияния зависимость (11) обеспечивает поправку к линейному распределению тем большую, чем выше значения соответствующей компоненты и форм-фактора. Справедливость указанного предельного перехода, во-первых, демонстрирует выполнение «принципа соответствия», а во-вторых, иллюстрирует выполнение необходимых условий в доказательстве существования и единственности решения двумерных задач. Доказательство условия достаточности существования таких решений представляется более объемным и сложным, выходящим за рамки данной работы и связанным с математическими вопросами обоснования решений на рассматриваемых классах функций [11].

Определения осредненных компонент $\Phi_{\text{эф}}$ и форм-факторов $K_{\text{эф}}$ уравнения переноса субстанции φ , приведенные в табл. 3, обращаются в соответствующие компоненты и форм-факторы для уравнений количества движения, тепла и конвективной диффузии, описывающие влияние средне-взвешенных в поперечном сечении канала переменных $\varphi (=w, v, h$ или T и $c)$, а также источников/стоков субстанций. Приведенные в левой части табл. 3 компоненты $\Phi_{\text{эф}}$ можно охарактеризовать как обобщенные субстанциональные массовые силы, в частности, связанные с источниками (1) или нестационарностью (4), а также с процессами аксиального (2) и радиального (3) ускорений. Они представляют собой обобщение чисел Грасгофа для этих процессов, что нетрудно проверить непосредственной подстановкой соответствующих переменных для каждого из рассматриваемых законов сохранения.

Таким образом, форм-факторы $K_{\text{эф}}$ по своему физическому и математическому смыслу отражают влияние распределенных в поперечном сечении канала обобщенных субстанциональных массовых сил на распределение плотности потока субстанции, приводя к возможности ее значительных отклонений от характерной (в простейшем случае линейной зависимости). В количественном отношении форм-факторы отражают меру влияния радиально распределенных эффектов обобщенных массовых сил в одномерной модели.

АНАЛИТИЧЕСКИЕ ЗАВИСИМОСТИ ДЛЯ КОЭФФИЦИЕНТОВ ТРЕНИЯ, ТЕПЛО- И МАССОБМЕНА

При допущении о неизменности аксиального градиента давления в поперечном сечении канала из уравнений (8) и (11) после интегрирования по частям получим следующую обобщенную зависимость для коэффициента трения:

$$\frac{8}{\lambda} = \text{Re} \int_0^1 \left(1 - \frac{1}{\gamma} \sum_{\sigma} \Phi_{\sigma} K_{\sigma} \right) \frac{\langle \tilde{\rho} \rangle_{\sigma} \cdot \mathcal{R}_{\sigma}}{\tilde{\rho}_{\sigma} R^{\gamma-1}} dR, \quad (13)$$

где интегральные компоненты и форм-факторы идентичны соотношениям (1)-(8) при замене φ на w и I_{ν} на rg :

$$\langle \tilde{\rho} \rangle_{\sigma} = \int_0^k \tilde{\rho} R_{\sigma}^{\gamma} dR / \int_0^1 \tilde{\rho} R_{\sigma}^{\gamma} dR. \quad (14)$$

Относительно уравнения (13) можно утверждать, что оно не только обобщает интеграл Б.С. Петухова, В.Н. Попова [2] для коэффициента сопротивления трения в отношении функциональной формы учета профиля плотности, но также включает в себя влияние аксиального Φ_{zw} и радиального $\Phi_{\gamma w}$ ускорений потока и их распределений

в поле течения.

Полагая, как и выше, что аксиальный градиент энтальпии (и концентрации) не является функцией радиальной координаты, из уравнений (8) и (11) после интегрирования по частям получим

$$\frac{1}{St_q} = Pe\bar{\eta} \int_0^1 \left(1 - \frac{1}{\gamma} \sum_e \Phi_{eh} K_{eh} \right) \frac{9R_q^2}{\bar{\rho}\bar{k}_r R^{\gamma-1}} dR, \quad (15)$$

где интегралы Φ_{eh} и K_{eh} идентичны (1) - (8) табл. 3 при замене переменной φ на h и I_v на q_v ;

$$\langle \bar{q}_v \rangle_R = \int_0^R \bar{q}_v R_\gamma dR / \int_0^1 \bar{q}_v R_\gamma dR. \quad (16)$$

Зависимость для коэффициента массообмена St_N функционально полностью идентична уравнению (15), отличаясь лишь коэффициентом $\bar{\eta}=1$. Сопоставление полученного уравнения (15) с имеющимися в литературе [2, 4, 5, 7-9] позволяет утверждать, что оно является обобщением интеграла Лайона для течений с учетом впрыска (отсоса), а также источников (стоков) внутренних тепловыделений. Подтверждением тому является выполнение «принципа соответствия», в том числе и в предельных случаях: 1) $v \rightarrow 0$, исключается влияние радиального переноса и приходим к зависимости типа Новикова-Воскресенского [5], описывающей теплоотдачу в потоке с внутренними источниками тепла; 2) при $v \rightarrow 0$ и $q_v \rightarrow 0$ получаем интегральные соотношения Петухова-Попова [2]; 3) при $v \rightarrow 0$ и $q_v \rightarrow 0$ и постоянных физических свойствах приходим к классическому интегралу Лайона [4].

Для замыкания полученных аналитических выражений, представляющих собой в общем случае нелинейные интегро-дифференциальные уравнения, необходимы соответствующие модельные представления включенных в рассмотрение физических явлений (начиная от моделей турбулентного переноса субстанций в одно- и двухфазных неравновесных потоках до моделей их радиального и аксиального переноса), а также разработка соответствующих численных методов решения. Однако при ряде дополнительных упрощений и допущений, устраняющих нелинейности [7, 9, 14], возможно получение квадратурных решений, сохраняющих обобщающие и эвристические свойства полученных выше интегральных форм.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Применение интегральных преобразований к уравнениям законов сохранения энергии и количества движения позволяет осуществлять корректный переход от их трехмерной формы к квазиодномерной формулировке. При этом влияние изменений переменных в нормальном (радиальном) направлении осуществляется на основе интегральных поправочных коэффициентов (форм-факторов), возникающих из соответствующих компонент законов сохранения и отвечающих за изменения этих компонент в радиальном направлении. По сути своей именно форм-факторы, учитывающие неоднородность потока, представляют собой квазиодномерные поправки в полученных обобщенных интегральных соотношениях.

С математической точки зрения настоящий подход заключается в применении метода Фурье - разделения переменных при построении замыкающих соотношений термогидравлики неоднородных потоков - для коэффициентов трения, тепло- и массообмена. Это позволяет получить обобщение ставшего уже классическим в теории теплообмена интеграла Лайона [4] и его последующих усовершенствований [2, 5, 8].

ОБОЗНАЧЕНИЯ

A	площадь поперечного сечения		
c	концентрация	α	<i>Греческие символы</i> истинное объемное паросодерж.
h	энтальпия	Γ	источник массы
h_0	коэффициент теплообмена	$\Phi_{\text{ос}}$	осредненная компонента переноса субстанции
J	плотность потока субстанции	λ	коэффициент трения
k	температуропроводность	τ	вязкие напряжения
$K_{\text{фф}}$	форм-фактор переменной φ	ρ	плотность, $\rho_m = \alpha\rho_g + (1-\alpha)\rho_f$
N	коэффициент массопереноса	\mathfrak{W}	весовая функция
P	давление		
q	плотность потока тепла		
R	относительная координата, r/r_1		
r	радиус		
r_1	радиус трубы, полуширина щели		
φ	обобщенная переменная ($w, h(t), c$)		
T	температура		
t	время		
\bar{u}	локальная скорость		
$u_{\text{ф}}$	разность скоростей фаз		
v	радиальная скорость		
w	аксиальная скорость		
z	аксиальная координата		
	<i>Символы</i>		<i>Индексы</i>
$+$	масштаб трения	e	Эффект
\sim	относительный	f	Жидкость
$-$	средне-взвешенная величина	g	пар(газ)
$\langle \rangle$	осредненная по площади трубы	J	($=\tau, q, N$) субстанция
$=$	тензор	t	турбулентный
		T	общий
		1	стенка
		q	теплообмен
		N	массообмен
		v	локальный источник/сток
		τ	трение
			<i>Безразмерные группы</i>
		Fr	число Фруда
		Pe	число Пекле
		Pr	число Прандтля
		Re	число Рейнольдса
		Sr	число Струхала
		St	число Стантона

Литература

1. Делайе Дж., Гюо М., Ритмюллер М. Теплообмен и гидродинамика в атомной и тепловой энергетике. - М.: Энергоатомиздат, 1984. - 424 с.
2. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. - М.: Энергоатомиздат, 1986. - 470 с.
3. Накоряков И.Е., Кашинский О.Н. Турбулентная структура двухфазных газожидкостных потоков//Теплофизика и аэромеханика. - 1997. - Т. 4. - №2. - С. 115-127.
4. Lyon R.N. Liquid metal heat-transfer coefficients//Chemical Engineering Progr. - 1951. - V. 47. - №2. - P. 87-97.
5. Новиков И.И., Воскресенский К.Д. Прикладная термодинамика и теплопередача. - М.: Атомиздат, 1977. - 350 с.
6. Щукин В.К. Теплообмен и гидродинамика внутренних потоков в полях массовых сил. - М.: Машиностроение, 1980. - 240 с.

7. *Корниенко Ю.Н.* Разработка обобщенной методики построения интерполяционных замыкающих соотношений для коэффициентов трения тепло- и массообмена в неоднородных потоках теплоносителей//1-я Российская конференция по теплообмену. - М.: МЭИ, 1994. - Т. 6. - С. 106-111.
8. *Kornienko Y.N.* Generalized integral forms for friction, heat and mass transfer coefficients//Int. J. Heat Mass Transfer. - 1995. - V. 38. - № 16. - P. 3103-3108.
9. *Корниенко Ю.Н.* Обобщенная интегральная формулировка для коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена в неоднородных потоках теплоносителей//Тр. международной конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР» (Обнинск, 1995). - ОНТИ ФЭИ. - Т. 1. - С. 270-283.
10. *Корниенко Ю.Н.* Параметры распределений квазиодномерных моделей двухфазных неравновесных потоков. Обобщение для течений в каналах простой геометрии//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2002. - №4. - С. 54-65.
11. *Жермен П.* Курс механики сплошных сред. - М.: Высшая школа, 1983. - 400 с.
12. *Рейнольдс А. Дж.* Турбулентные течения в инженерных приложениях. - М.: Энергия, 1979. - 408 с.
13. *Ishii M.* Thermo-fluid dynamic theory of two-phase flow. - Paris: Eyrolles, 1975.
14. *Kornienko Yu.N.* Effects of saddle-shape transversal void fraction on low Reynolds number wall friction and heat transfer in bubbly flows. Proceedings of the 5th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE-5, Paper N-2433, May 26-30, 1997, Nice, France, Trac-1, CD-Room.

Поступила в редакцию 20.04.2003

КОНТРОЛЬ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ПРИ РАЗРАБОТКЕ МЕДИЦИНСКИХ ГЕНЕРАТОРОВ Ac-225-Bi-213 И Ra-224-Bi-212 АЛЬФА-И ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИМИ МЕТОДАМИ

В.М. Савинов*, В.Б. Павлович*, А.А. Котовский*, Н.А. Нерозин*, Б.И. Сынзыныс**

* ГИЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

** Государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск

Описаны оригинальные технологические схемы и особенности спектрометрического контроля альфа-излучающих радионуклидов Bi-212 и Bi-213, широко используемых в настоящее время в радиологических клиниках в качестве перспективного средства радиоиммунотерапии ряда злокачественных новообразований

ВВЕДЕНИЕ

В последние 10 лет значительно возрос интерес к производству и использованию альфа-излучающих радионуклидов. Это связано с перспективой их использования в биомедицинских исследованиях и клинической терапии ряда опухолевых заболеваний. С радиобиологической точки зрения альфа-излучающие радионуклиды являются наиболее перспективными источниками для летального поражения опухолевых клеток благодаря короткому пробегу в ткани и высокой ионизирующей способности. По мнению ученых-радиотерапевтов альфа-излучатели, связанные со специфическими глобулинами, рассматриваются как перспективное иммунотерапевтическое средство для лечения тех видов опухолей, клетки которых доступны для этих излучателей в человеческом теле [1].

В отличие от природных радионуклидов большинство α -излучающих радионуклидов получают путем облучения в реакторе с последующим химическим выделением этого изотопа. Сегодня появляется возможность применения специфических α -излучающих радионуклидов, производимых при облучении в циклотронах.

Радионуклид Bi-213 в настоящее время считается наиболее перспективным для использования в медицине при лечении онкологических заболеваний. При распаде этот радионуклид не образует долгоживущих ДПР (дочерний продукт распада), которые могут быть вынесены потоком крови от места «привязки» к раковой опухоли и облучать здоровые клетки. Bi-213 является типичным генераторным радионуклидом и находит применение в радиоиммунотерапии, главным образом, в виде меченных им моноклональных антител и других молекулярных носителей.

АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИЕ РАДИОНУКЛИДЫ И ИХ ПОЛУЧЕНИЕ

Ac-225

Существует несколько путей образования радионуклида Ac-225. Возможно получение Ac-225 облучением урана по реакциям $^{238}\text{U}(p, 4p\ 10n)^{225}\text{Ac}$ и $^{238}\text{U}(p, \text{spall})^{225}\text{Ac}$ и тория по реакциям $^{232}\text{Th}(p, 2p\ 6n)^{225}\text{Ac}$ и $^{232}\text{Th}(p, \text{spall})^{225}\text{Ac}$ [2, 3].

В качестве альтернативного варианта наработка Th-229 может производиться по реакции $^{226}\text{Ra}(3n, 2\beta)^{229}\text{Th}$, осуществляемой в высокопоточном реакторе [4].

В ГНЦ РФ-ФЭИ им. академика А.И. Лейпунского ведется разработка медицинс-

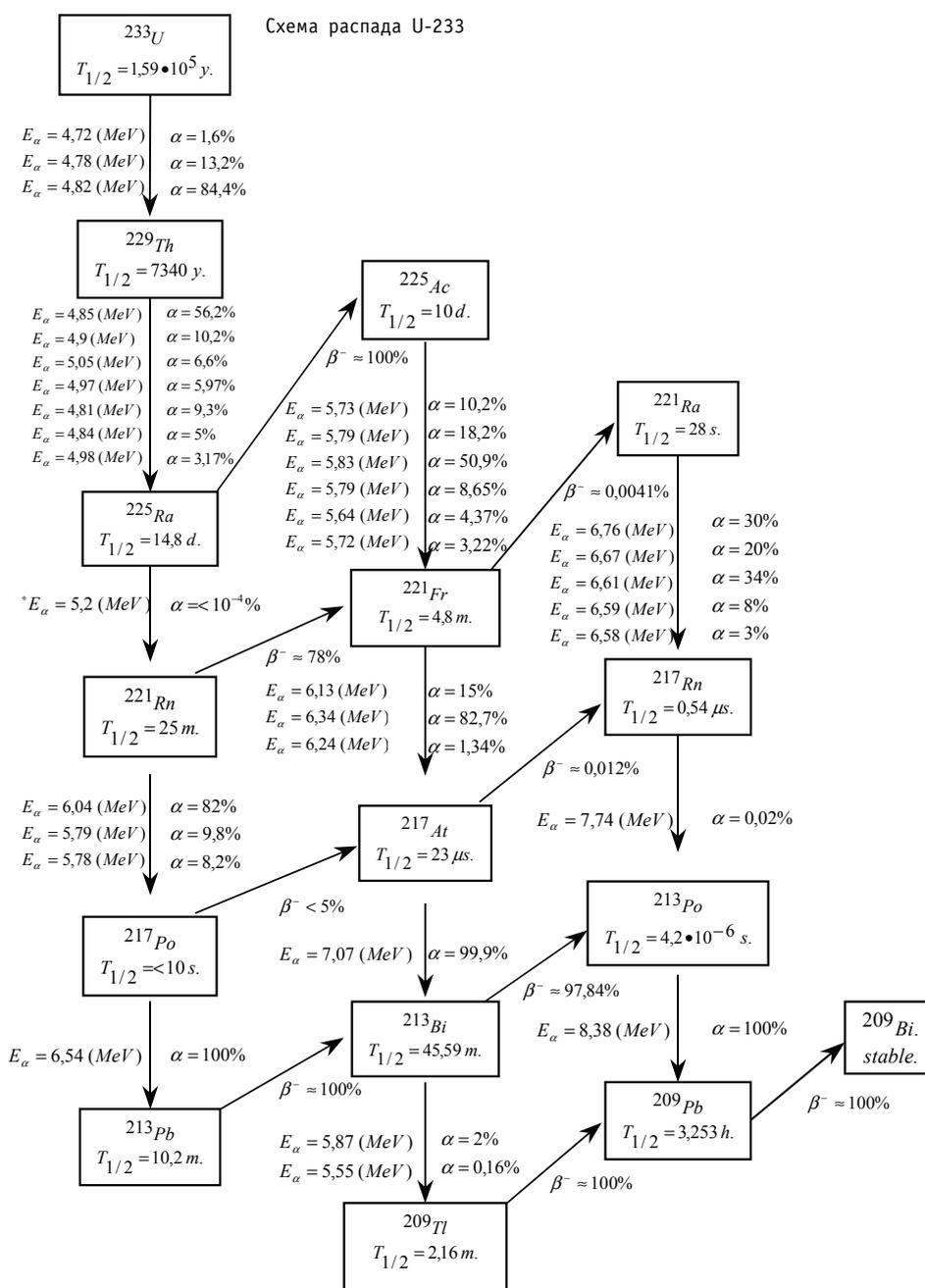


Схема 1

ких генераторов актиния-225 - висмута-213 и радия-224 - висмута-212 [5].

Сырьем для получения родительского нуклида Th-229 является долговыдержанный U-233 (схема 1), который всегда содержит некоторое количество U-232, дочерним продуктом распада (ДПР) которого является Th-228 (схема 2).

Сорбционное разделение Th и Ac осуществляется при помощи анионита из концентрированной азотной кислоты с последующей промывкой сорбата Th такой же кислотой, при этом Ac-225, Ra-225(224) и другие ДПР уходят в раствор. Далее производится десорбция Th слабым раствором азотной кислоты, упарка раствора и разбавление в концентрированной азотной кислоте для хранения этого раствора до следующей переработки. В свою очередь, раствор Ac-225 доводится до слабой кислотности и Ac-225 отделяется от Ra-224 и ДПР сорбцией на катионите с последующей промывкой сорбата раствором той же кислотности. Десорбция Ac-225 осуществляется 3,0÷10,0 М раствором азотной или соляной кислоты (в зависимости от дальнейшего использования Ac-225) и полученный раствор Ac-225 упаривается и разбавляется азотной или соляной кислотой до требуемой концентрации. В процессе разделения потери тория составляют не более 1%.

Накопление Ac-225 из Th-229 достигает максимального значения через 6 месяцев. При этом оптимальное время выдержки (накопление Ac-225) между переработками составляет ~ 1 месяц. Расчет показывает, что для накопления 1 мКи Ac-225 в равновесии требуется 5 мг Th-229.

Из фракции Ra-225 по прошествии 15 суток вновь можно извлечь актиний описанным выше способом.

Распадаясь, Ac-225 последовательно образует 4 α - и 3 β -радионуклида, большинство с высокой энергией. Потенциальное использование Ac-225 в качестве терапевтического радионуклида ограничено его способностью к хелатированию и связыванию радионуклида так же, как его другие дочерние продукты α -распада. $T_{1/2}=10$ дней у Ac-225, высокая энергия α -частиц и быстрый распад по цепочке до стабильного Bi-209 делают этот радионуклид отличным кандидатом для использования в раковой терапии в долгоживущих генераторах.

Bi-213

Bi-213 обладает коротким периодом полураспада ($T_{1/2}=45,6$ мин), поэтому Ac-225/Bi-213-генератор должен быть подготовлен для использования непосредственно в клинике. Это означает, что он должен быть прост и безопасен в обращении, а время извлечения висмута должно быть сведено к минимуму. Разработанный генератор в ГНЦ РФ-ФЗИ им. академика А.И. Лейпунского удовлетворяет этим требованиям. Состоит он из колонки с катионитом, на котором сорбирован актиний. Через колонку под давлением прокачивается раствор, извлекающий висмут. Давление необходимо для повышения скорости процесса вымывания. Для элюирования висмута может быть использован 0.01 М-раствор ДТПУ (диэтилентриамин-N,N,N',N'',N'''-пентауксусная кислота), при pH=3-3,5 извлекающий висмут на 95-98%, при этом просок актиния в элюат близок к нулю.

В Мемориальном раковом центре Sloan-Kettering получают Ac-225 без носителя в виде нитрата из института трансураниевых элементов Окриджской национальной лаборатории и помещают его на смолу AGMP-50. Bi 213 достигает равновесного состояния с Ac-225 после 300 минут (6,5 периодов полураспада Bi-213), однако после 150 минут 90% максимальной активности Bi-213 можно извлечь из генератора. Bi-213 элюируется в качестве $(BiI_5)^{2-}$ анионной формы с помощью 0,1М HI.

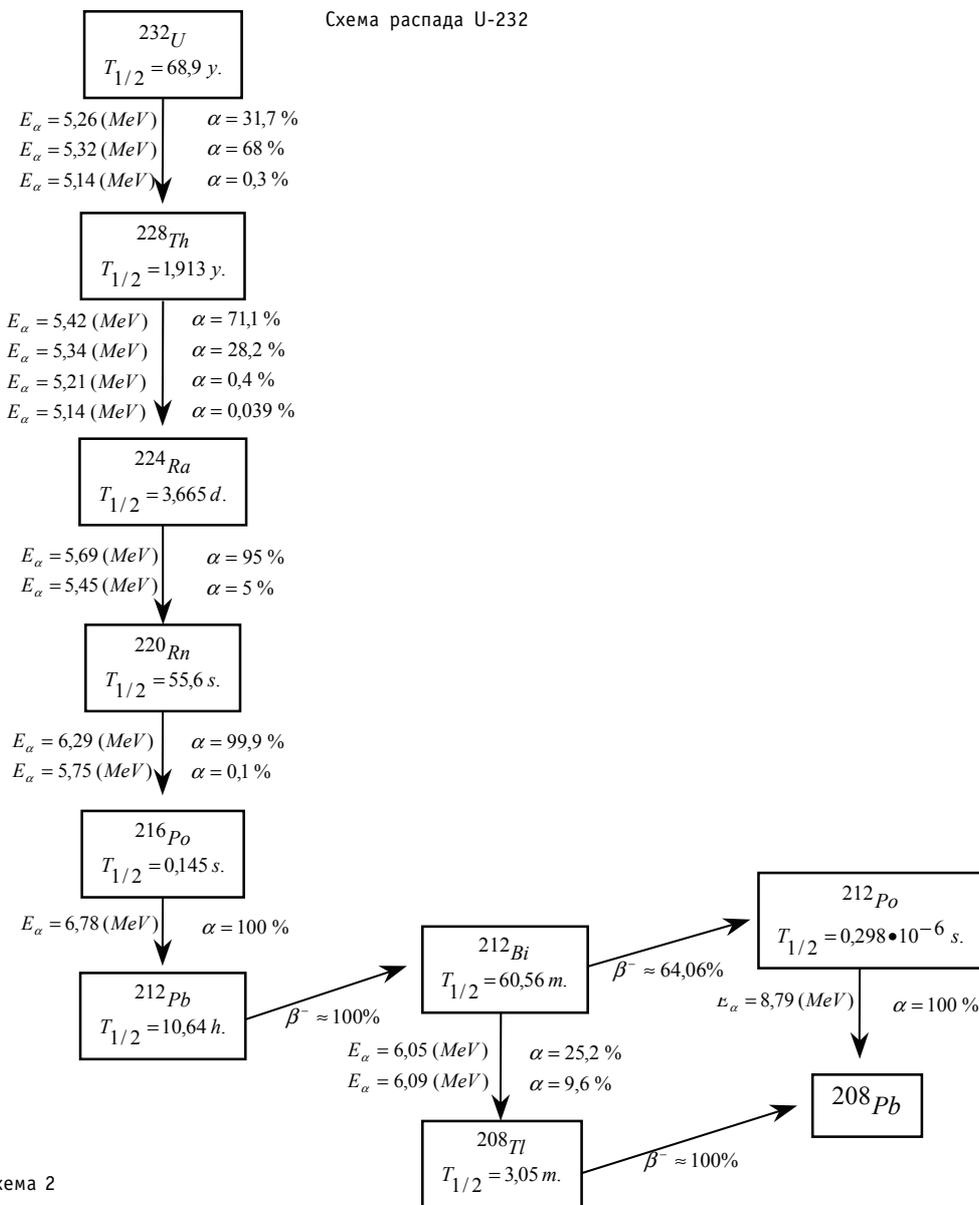


Схема 2

Bi-212

Bi-212 - альфа-излучающий радионуклид, который образуется при распаде Th-228 (схема 2). Его $T_{1/2} \approx 60,6$ минут, средняя энергия α -частиц 7,8 МэВ. Распадаясь, Bi-212 образуют Tl-208 и Po-212, которые ведут к стабильному Pb-208. Каждый путь сопровождается излучением α -частиц.

В ГУП ГНЦ РФ-ФЭИ ведется разработка химических операций для создания генераторных систем Ra-224-Bi-212 [6]. Было изучено поведение ^{224}Ra , ^{212}Pb и ^{212}Bi на катионообменных смолах с использованием комплексонов и минеральных кислот для десорбции. Исследования проводились в динамическом режиме на ионообменной колонке, заполненной Dowex-50x4(200 mesh). Значения выходов ^{212}Pb определялись с помощью γ -спектрометра, а содержание ^{224}Ra в элюатах - с помощью альфа-спектрометрии через 1,5÷2,0 суток после распада ^{212}Pb . Проведено

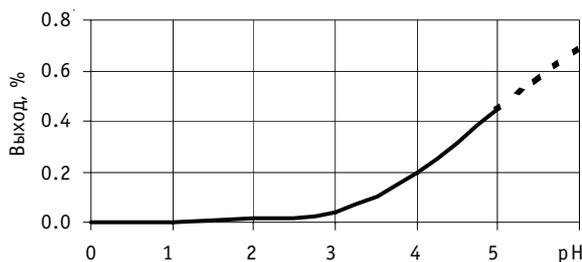


Рис. 1. Выход ^{212}Pb в зависимости от pH 0,01М ДТПА

изучение выхода ^{212}Pb из ^{224}Ra при десорбции 0,01М ДТПА в зависимости от pH.

Результаты экспериментов, представленные на рис. 1, свидетельствуют о том, что комплексообразование свинца с ДТПА слабее, чем у висмута. Выход Bi при элюировании 0,01М ДТПА в одних и тех же условиях составлял 92 и 98% [5], а выход ^{212}Pb - 4×10^{-2} - 0,2%, и лишь при pH~5 ^{212}Pb элюировался на 0,45%, но при этом в элюат уже начинает попадать Ra-224.

На основании полученных результатов можно прийти к выводу, что комплексообразователи (ДТПА, ЭДТА, НТА) не годятся для использования в генераторной системе Ra-224/Pb-212. Однако, с другой стороны, ДТПА и другие комплексообразователи можно успешно использовать в генераторе Ra-224/Bi-212. При pH~3-4 можно десорбировать 92-98% ^{212}Bi , при этом проскок ^{212}Pb в элюат $4 \times 10^{-2} \div 0,2\%$, а ^{224}Ra вообще не попадает в элюат.

Были проведены эксперименты по десорбции ^{212}Pb с катионита Dowex-50x4-200 растворами HCl различной концентрации в динамическом режиме. Результаты экспериментов, представленные на рис. 2, показывают, что хорошего разделения свинца и радия можно достичь, используя 0,7-0,8М HCl. В этом случае элюирование ^{212}Pb достигает ~98%, а содержание ^{224}Ra в элюате не превышает $2 \times 10^{-2}\%$.

Таким образом, на основании проведенных исследований можно сделать выводы.

Следующие методы разделения и выделения отдельных радионуклидов из «семейства» Th-228 могут быть использованы в генераторах:

- выделение Ra-224 - анионообменное разделение Th-228 и Ra-224 из растворов ~8-10М HNO₃, получение чистых соединений Ra-224 - катионообменное выделение Ra-224 и очистка Ra-224 от ДПР;
- выделение Pb-212 из Ra-224 с использованием катионообменных смол и растворов HCl с концентрацией ~0.75 М;
- выделение Bi-212 непосредственно из Ra-224 достигается с использованием катионообменных смол и растворов ДТПА с pH=3÷4, а также минеральных кислот HCl и HI.

Атчер и др [7] использовали Ra-224 для создания генератора. Эти генераторы

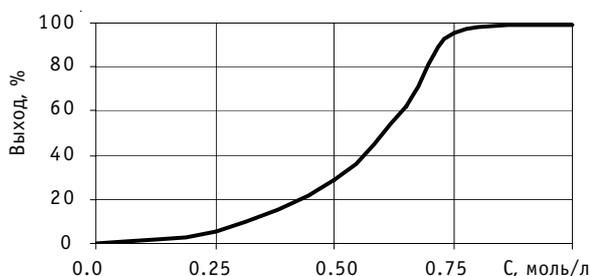


Рис. 2. Выход ^{212}Pb в зависимости от концентрации HCl

применяли в доклинических исследованиях. Генератор состоит из Ra-224, который отделяли от родительского радионуклида Th-228 путем адсорбции нитрата тория в 9-молярной HNO_3 на анионообменной смоле. Элюированный Ra-224 выпаривали досуха и остаток растворяли в 0,1-молярной HCl . Кислотный раствор Ra-224 затем адсорбировали на AGMP-50 катионообменной смоле, загруженной в тефлоновую трубку, фиксированную тампонами из полипропилена. Изменения условий элюирования (использование от 0,5 до 2 HCl или 0,2-2 NH_4Cl) влияют на выход Bi-212 или его родительского Pb-212. Образующийся в результате распада Bi-212 Tl-208 излучает γ -лучи с энергией 2,6 МэВ, что, в свою очередь, требует чтобы «корова» с Ra-224 (маточный радионуклид-генератор) была защищена, для уменьшения облучения работающего персонала.

КОНТРОЛЬ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ РАЗДЕЛЕНИЯ

В процессе разработки технологических операций при создании генераторных систем проводились измерения альфа- и гамма-активности проб различных растворов с целью идентификации РН (радионуклид), определения их чистоты и количества [8]. Для этого используются спектрометрические методы регистрации излучений исследуемых радионуклидов. Наиболее информативными, как правило, являются альфа- и гамма-спектры, полученные с хорошим энергетическим разрешением, которые позволяют идентифицировать радионуклиды и определить их количество. Совместное рассмотрение и сопоставление альфа- и гамма-спектров от проб одних и тех же растворов позволяют решить задачи, которые были бы непосильны при рассмотрении только одного из спектров.

В данной работе описываются методы и результаты измерения с применением полупроводникового альфа-спектрометра и гамма-спектрометра на основе полупроводникового германий-литиевого детектора для контроля Ac-Bi-генератора.

АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИЯ

Для измерения альфа-излучения использовался полупроводниковый альфа-спектрометр 7184 фирмы EURISYS MESURES с кремниевым детектором (300 мм^2), разрешением 17 кэВ. Обработка спектра проводится в реальном времени автоматически или по областям исследования специальной программой "InterWinner4" и "ALPHA VISION"; результатом обработки является определение изотопного состава исследуемых образцов и определение активности α -радионуклидов. Взаимосвязь детектора с элементами его управления осуществляется с помощью схемы согласования Gamma Fast.

Альфа-спектрометрический метод определения состава радионуклидов и их активности основан на измерении спектров альфа-излучения радионуклидов, содержащихся в образцах, идентификации радионуклидов по пикам альфа-излучения и расчета активности с учетом эффективности спектрометра, определяемой с помощью образцовых стандартных альфа-источников (ОСИАИ) и выхода альфа-частиц на акт распада радионуклида. Для идентификации РН необходимо выполнить энергетическую калибровку спектрометра, т.е. установить соответствие между энергией излучения и номером канала анализатора. Калибровку спектрометра выполняют путем измерения спектров альфа-излучения в широком энергетическом интервале от 4000 до 9000 кэВ от источников ОСИАИ с известными значениями энергий альфа-частиц.

Пробоподготовка - очень важная часть α -спектрометрических измерений, на которую необходимо обратить особое внимание, т.к. от нее зависят результаты измерений.

Пробы готовились путем накапывания радионуклидного раствора на мишень с последующей термообработкой. Толщина слоя мишени, приготовленной таким образом, не должна превышать длину пробега альфа-частиц.

ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЯ

Для измерения γ -излучения в работе использовался гамма-спектрометр, состоящий из полупроводникового германий-литиевого детектора с чувствительным объемом 125 см³, блок управления и обработки информации на основе РС с программой обработки гамма-спектров Balti-S версия 3.567t. Для расшифровки гамма-спектров в области “мягкого” гамма-излучения (25-150 кэВ) использовался детектор из чистого германия с тонким бериллиевым окном (фирма ORTEX), предназначенный для работ в области рентгеновского излучения. Идентификация и расчет активности РН при проведении анализа технологических растворов проводились на основании значений энергий гамма-излучения и их интенсивностей.

Метод основан на измерении амплитудного распределения гамма-излучения содержащихся в образце радионуклидов, идентификации РН по пикам полного поглощения энергии гамма-излучения и расчета значений активности РН по площади фотопиков с учетом интенсивности гамма-квантов определенной энергии на акт распада нуклида и абсолютной эффективности регистрации детектором гамма-излучения определенной энергии для выбранной геометрии измерений.

Эффективность детектора определяется с помощью набора образцовых источников гамма-излучения (ОСГИ), включающего РН в широком энергетическом диапазоне с известными с точностью до $\pm 2\%$ значениями активности.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ И ИХ АНАЛИЗ

При анализе α - и γ -спектров, которые могут содержать пики, представляющие собой совокупность нескольких близко расположенных линий, зарегистрированных как один пик (мультиплет), необходимо произвести разрешение таких мультиплетов, т.е. определить число линий, образующих пик, и значения их интенсивностей и положений, которые при дальнейшей обработке будут использованы в качестве начальных данных для идентификации и расчета данного радионуклида.

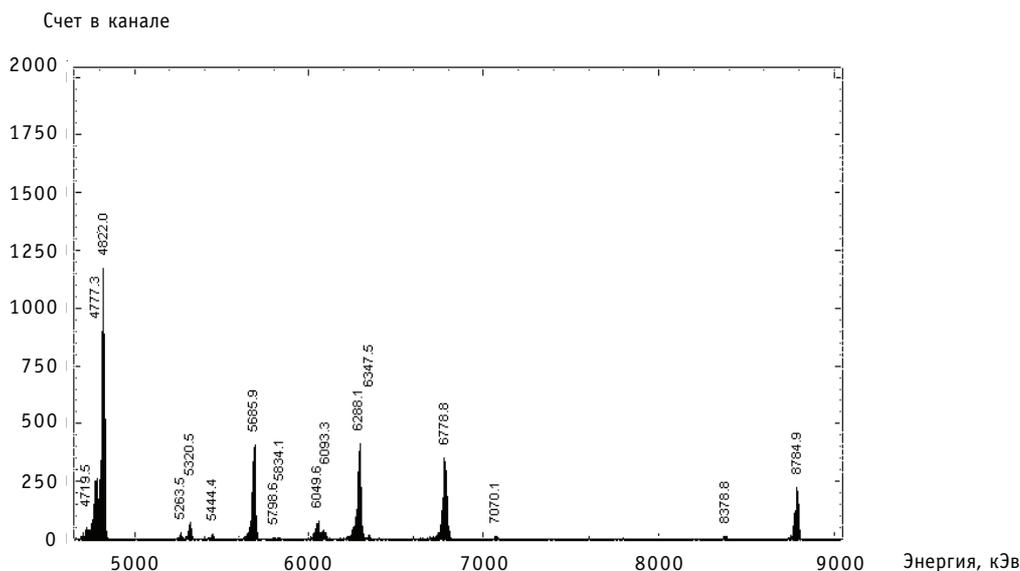


Рис. 3. α -спектр U-233 (с примесью U-232) с продуктами распада

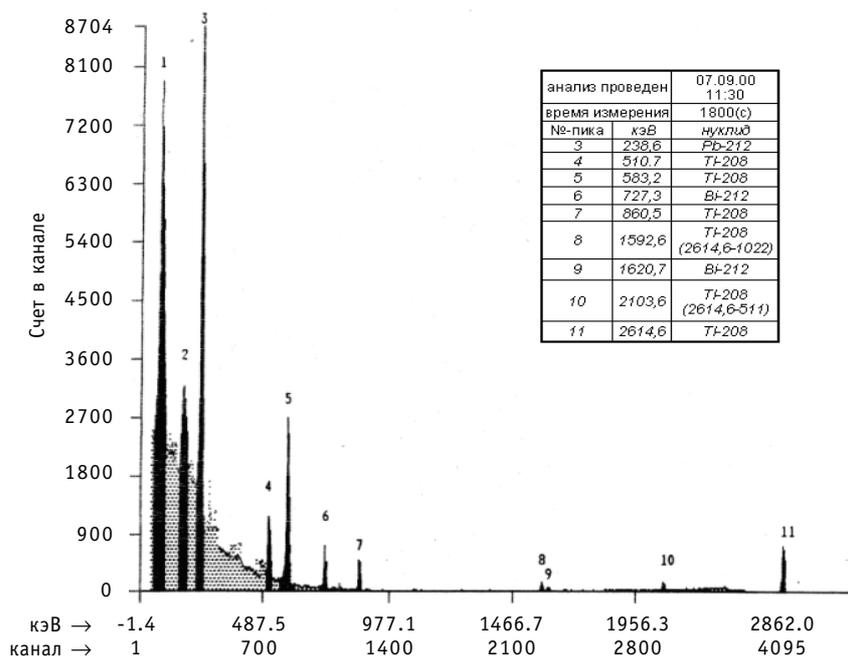


Рис. 4. γ -спектр исходного раствора

При автоматической обработке сложных спектров необходимо пользоваться определенным алгоритмом разрешения мультиплетов, предназначенным для реализации его на ПЭВМ. Для этой цели используются программы обработки спектров "InterWinner4" и "ALPHA VISION".

Приведены спектры исходного раствора (ИР) U-233 (рис. 3, 4) 10-летней выдержки, полученные сразу же после растворения с помощью альфа- и гамма-измерений. Альфа-спектр ИР (рис. 3) содержит пики наиболее характерных энергий α -излучения U-233, U-232 и их ДПР. На основании анализа α -спектра и анализа ванадатометрическим титрованием расхождение в полученных двумя методами значениях содержания U-233 составило $\approx \pm 6\%$, т.е. в пределах ошибок измерений. Содержание Th 229 в ИР с помощью α -спектрометрического анализа определить невозможно вследствие близости значений энергий α -излучения Th-229 и U-233.

Анализ γ -спектра ИР показал, что определить содержание U-233 и U-232 по γ -излучению на фоне γ -излучения Th-228 и его ДПР невозможно в связи с тем, что гамма-излучения U-233 и U-232 имеют очень слабые интенсивности $\sim 10^{-4}$ - 10^{-5} γ -кв/распад.

Гамма-спектр исходного раствора U-233 с выдержкой несколько лет практически представляющий собой гамма-спектр ДПР Th-228, среди которых наиболее характерны Pb-212, Bi-212, Tl-208, обладающие интенсивными линиями гамма-излучения (рис. 4).

Измерения же γ -спектров растворов U-233(232) после очистки от Th-229(228) и их ДПР позволяют с достаточно хорошей точностью определять содержание U-233. Так, например, для двух образцов было определено содержание урана весовым методом - 0.396 и 0.170 г, а на основании анализа γ -спектров содержание урана составило 0.412 и 0.168 г, соответственно.

Анализ γ -спектра показывает в ИР заниженное на величину около 30% содержание As-225. Это можно объяснить недостаточной точностью при определении

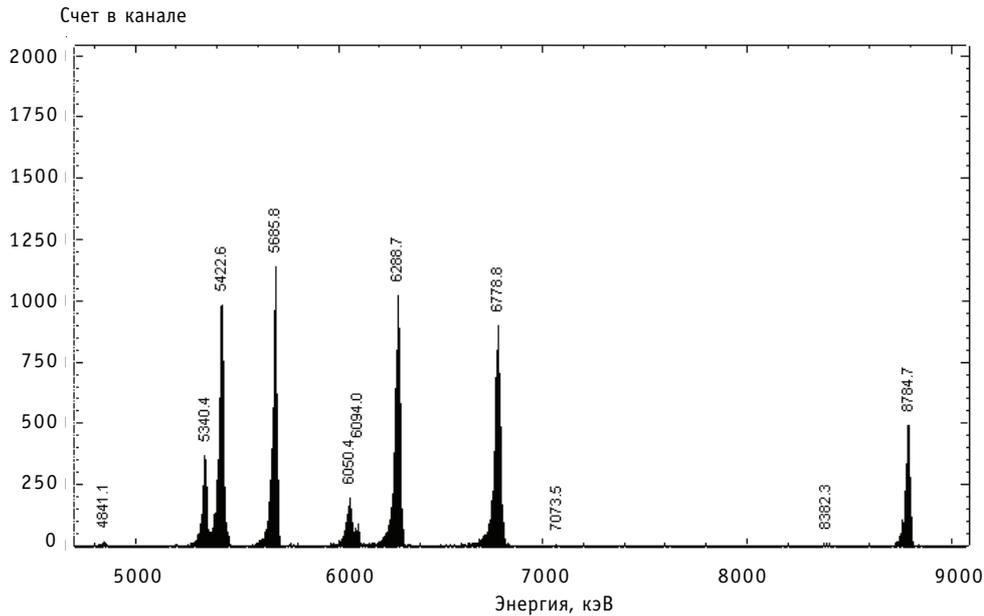


Рис. 5. α -спектр Th-229,Th-228 с продуктами распада

активности Ac-225 на фоне ~ в 100 раз превышающей ее активности ДПР Th-228.

Исследование состава раствора смеси ДПР после отделения U-233(232) показало следующее. Содержание Th-229 в растворе ДПР из анализа α -спектра составило 1.27 $\mu\text{г/мл}$, что соответствует накоплению Th-229 в U-233 за 10 лет 89 мКи/г U-233. Расчетная величина ~ 43 $\mu\text{г/г}$ U-233. Это является косвенным подтверждением наличия некоторого количества U-233 в растворе ДПР. Содержание Th-228 составило $8 \cdot 10^3$ мКи/мл, что соответствует накоплению Th-228 за 10 лет выдержки - 0.561 мКи/г U-233. Расчетное значение 0.603 мКи/г U-233. Альфа-спектр раствора Th-229(228), очищенного от следов U-233(232), химических примесей, следов деградации ионообменных смол и экстрагентов, с выдержкой чуть больше

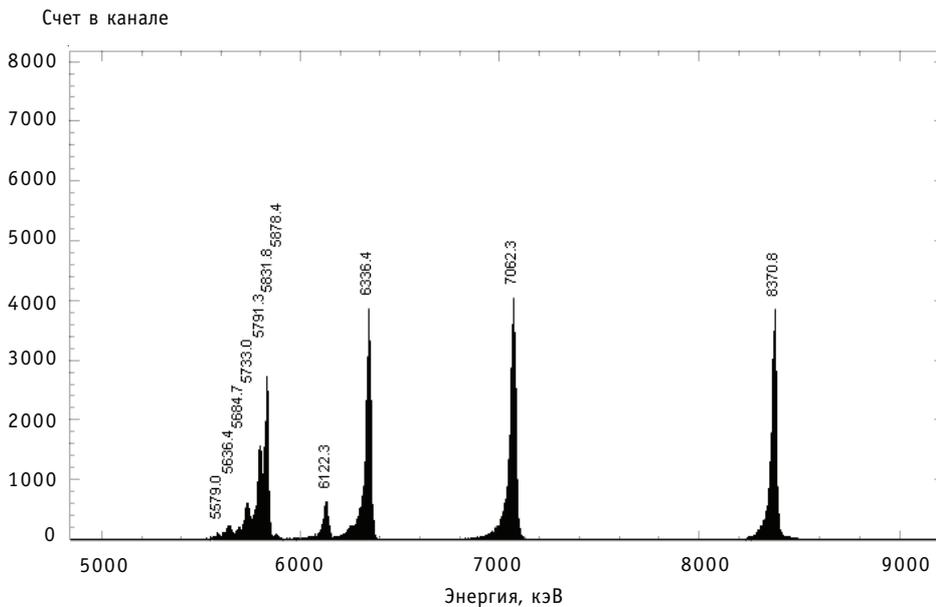


Рис. 6. α -спектр Ac-225 с продуктами распада

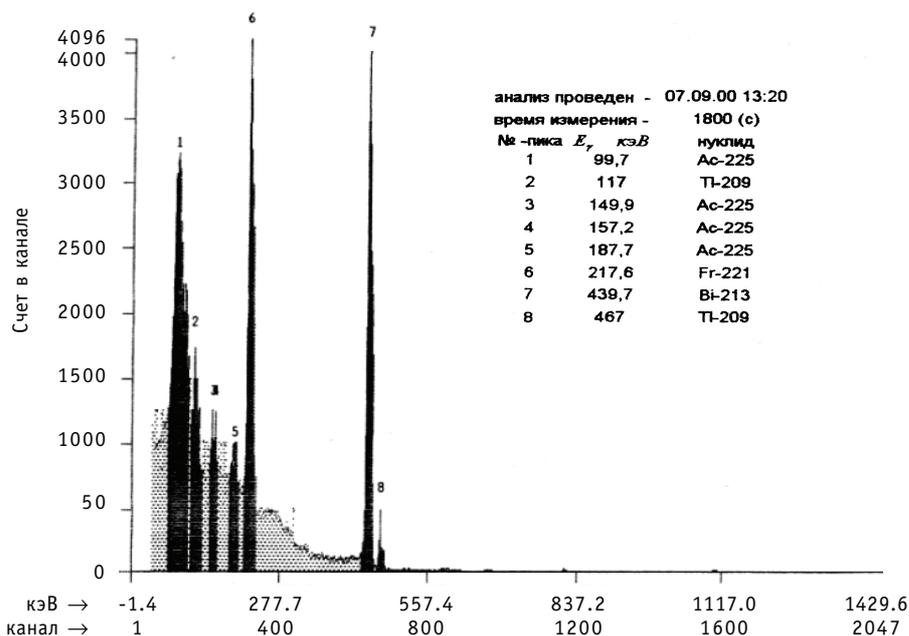


Рис.7. γ -спектр Ac-225 с продуктами распада

3 месяцев представлен на рис. 5. По данным α -спектрометрического анализа соотношение Th-228/Th-229 составляет ~ 65 , завышено содержание Ac-225 - 0.67%, тогда как содержание его ДПР - At-217 и Po-213 - составляет 0.4 и 0.38% соответственно, что близко к равновесному. Содержание Th-228 - 20.7%, а Ra-224 - 19.2%, т.е. расхождение $\sim 7\%$.

Такие, в целом незначительные, отклонения в соотношениях α -пиков РН ДПР в растворе, достигшем практического равновесия, можно объяснить неточностью выбора энергетического диапазона α -пика РН, который задается программе ЭВМ для расчета процентного содержания.

Из раствора Th-229(228), выдержанного чуть более трех месяцев, по схеме сырьевого генератора выделялись фракции Ac-225 и Ra-224(225).

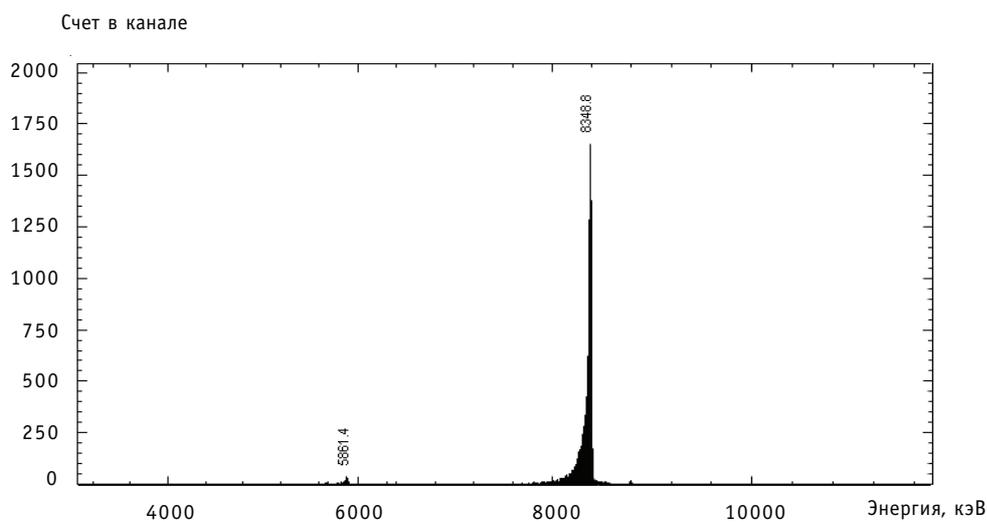


Рис. 8. α -спектр Bi-213

На рис. 6 и 7 представлены α - и γ -спектр ДПР Ас-225. Альфа-спектрометр 7184 достаточно хорошо выделяет 4 основных α -пика Ас-225. Гамма-спектр раствора Ас-225 свидетельствует о высокой степени чистоты по РН выделенного Ас-225.

Следует отметить обнаружение небольшого α -пика с $E \approx 5.8$ МэВ, принадлежащего α -активности Вi-213 с выходом $\approx 2.16\%$.

Альфа-спектр фракции Ra-224(225) свидетельствует о достижении равновесия в цепочке распада Ra-224 и Ra-225. Наличие пиков, соответствующих Ас-225 (0.58%), его дочерних продуктов At-217(0.42%) и Po-213(0.51%) позволяет оценить содержание Ra-225 в Ra-224, которое оказалось равным $\sim 2.4\%$, что соответствует интервалу времени, прошедшему от момента выделения до момента измерения α -спектра с учетом соотношения их $T_{1/2}$.

На рис. 8 представлен α -спектр Вi-213 конечного продукта; вычисление его активности и активности продукта его распада Po-213 не составляло труда.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, в целом можно отметить, что использование α - и γ -спектрометрических измерений на всех этапах исследовательской работы позволяет эффективно контролировать полноту и качество проводимых технологических операций и радионуклидную чистоту выделенных РН.

Литература

1. McDevitt M.R., Sqouros G., Finn R.D., Humm J.L., Jurcic J.G., Larson S.M., Scheinberg D.A. Radioimmunotherapy with alpha-emitting nuclides//European J. Nuclear Medicine. - 1998. - V. 25. - № 9. - P. 1341-1351.
2. Molinet R. et al. Proc. 3th Int. Conf. on Nucl. and Raiiochem. Saint-Malo. France. Sept. 8-13. 1996.
3. Koch L. et al. Patent EP 88636. 1995.
4. Jacobus N.C. et al. US Patent. 5.355.394. 5 Oct. 1994.
5. Дубинкин Д.О., Иванов В.И., Котовский А.А., Нерозин Н.А., Павлович В.Б., Савинов В.Б., Савинов В.М., Сметанин Э.Я., Шаповалов В.В. Разработка химических операций для создания генераторов Ас-225 и Ra-224. Препринт ФЭИ-2854, 2000.
6. Павлович В.Б. и др. Разработка технологии выделения и глубокой очистки альфа-излучающих радионуклидов для медицинских целей. Научно-технический отчет за 2-ой год работы по проекту МНТЦ №962, 2001 г.
7. Atcher R.N. Friedman A.M. Hines J.J. An improved generator for the production of Bi-212 from Ra-224. Appl Radial Isot 1988: 39: 238-286.
8. Савинов В.М. Применение альфа- и гамма-спектрометрии при разработке Ас-Вi генератора/ Доклад на Первую всероссийскую молодежную научную конференцию по фундаментальным проблемам радиохимии и атомной энергетики (Нижний Новгород, 5-8 июня, 2001 г.).

Поступила в редакцию 20.04.2003