UCRL-TR-213952

Proceedings of the 6th Annual Meeting for Excess Weapons Plutonium Disposition:

Plutonium Packaging, Storage and Transportation and Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

Leslie J. Jardine, LLNL
Russian Projects Manager

U.S.-Russian LLNL Contract Planning Meeting
St. Petersburg, Russia, November 15-17, 2004

June 15, 2005

Lawrence Livermore National Laboratory

This is an informal report intended primarily for internal or limited external distribution. The opinions and conclusions stated are those of the author and may or may not be those of the Laboratory.
Work performed under the auspices of the Department of Energy by the Lawrence Livermore National Laboratory under Contract W-7405-Eng-48.

DISCLAIMER

This document was prepared as an account of work sponsored by an agency of the United States Government. Neither the United States Government nor the University of California nor any of their employees, makes any warranty, express or implied, or assumes any legal liability or responsibility for the accuracy, completeness, or usefulness of any information, apparatus, product, or process disclosed, or represents that its use would not infringe privately owned rights. Reference herein to any specific commercial product, process, or service by trade name, trademark, manufacturer, or otherwise, does not necessarily constitute or imply its endorsement, recommendation, or favoring by the United States Government or the University of California. The views and opinions of authors expressed herein do not necessarily state or reflect those of the United States Government or the University of California, and shall not be used for advertising or product endorsement purposes.

UCRL-PROC-xxxxx

Proceedings of the 6th Annual Meeeting for Excess Weapons Plutonium Disposition:

Plutonium Packaging, Storage and Transportation and Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

Leslie J. Jardine, LLNL
Russian Projects Manager

U.S.-Russian LLNL Contract Planning Meeting,
State Regional Education Center,
St. Petersburg, Russia, November 17-19, 2004

Manuscript date: June 15, 2005

Contents

I. Opening Session

Introduction, L. J. Jardine, LLNL 1

Welcome Address, A. Rimski-Korsakov, KRI ..... *

NNSA Remarks, 6th Waste Management and Packaging, Storage and Transportation Review, Philip Roebuck, DOE 2

Rosatom Opening Remarks and Comments, L. I. Petrova , Rosatom ..... *

TVEL Opening Remarks and Comments [*Разработка ОБИН]*, A. Uspenski, TVEL 6

Remarks on R-MFFF MOX Fabrication Activities, L. J. Jardine, LLNL 11

II. Waste Treatment, Storage and Disposal Activities: LLNL Contracts B534513, B534521 and B534523

Introduction to Waste Treatment, Storage and Disposal Activities, L. J. Jardine, LLNL 27

U.S. View of Framework and Technical Issues for Waste Treatment, Storage and Disposal Workscopes for the MFFF-R (Buildings 17 and 30), L. J. Jardine, LLNL 29

B534513: Tomsk Site Waste Treatment, Storage and Disposal Technical and Economic Feasibility Study (TEF):

Технико-Экономические Исследования по вариантам обращения с РАО завода MFFF-R [*Scope, Approach, Design Bases and Requirements, Technical Issues and Problems and Schedule (Buildings 17 and* 30], A. Shvedov, VNIPIET 54

B534513: Input Data and Technical Results Provided to the TEF by Multiple Organizations:

Bochvar: VNIINM, Conversion Waste Estimates and Process Input Data: Characteristics and Possible Schemes of Conditioning for Solid and Liquid Radioactive Wastes Generated at the Conversion and Fuel Fabrication Facilities of MFFF-R, G. Borisov, E. Glavgowski, V. Patushkov, T. Smelova , VNIINM ..... *

Khlopin Radium Institute: Process Input Data KRI, A. Aloy, KRI. ..... *

Результаты исследований возможностей площадки ФГУП СХК для захоронения РАО низкого уровня активности от завода по производству МОКС-топлива, В. Н. Мещеряков, В. В. Лазарчук, А. Г. Крупи., Е.Н. Малый, А.А. Зубков, В.Г. Балахонов, В. С. Загуменнов 73

Research results of the SGChE site potential for low activity level RAW disposal from the MOX-fuel production plant, V. N. Mescheraykov, V. V. Lazarchuk, A. G. Krupin, E. N. Malyi, A. A. Zubkov, V. G. Balakhonov, V.S. Zagumennov, SCC 86

State Specialized Design Institute: GSPI Input Data, V. Golentsov, GSPI ..... *

* Presentation does not appear in this Proceedings.

Проработка вариантов хранения отвержденных радиоактивных отходов в горных выработках ГХК, К. Г. Кудинов, А. А. Третьяков, В. А. Бочкарев, В. А. Кравченко, Л. Ф. Манакова, ФГУП «Горно-химический комбинат» 89

Developing Option of Solidified Radwaste Storage in MCC's Mine Workings, K. G. Kudinov, A. A. Tryetyakov, V. A. Bochkarev, V. A. Kravchenko, L. F. Manakova, FGUP "Mining and Chemical Combine" 96

Mayak Production Association: Mayak Input Data, S. Rovny, A. Bobylev, Mayak ..... *

Альтернативные варианты заключительных этапов обращения с РАО завода MFFF-R, В. П. Бейгул, Т. А. Гупало, ВНИПИпромтехнологии, Москва 103

Alternatives Of The Final Stages For RW From MFFF-R Management, V. P. Beygul, T. A. Gupalo, VNIPIPT, Moscow 125

Small Scale Duratek Melter Technologies to Vitrify Liquid High Alpha Radionuclide Streams, R. A. Meigs, Duratek 133

R-MFFF Solid and Liquid Waste Stream Interfaces with the R-MFFF Site, J. M. Marin, DCS ..... *

Equipment Design Issues for Waste Treatment Facility, S. Filippov, NIIHM 159

Summary of the TEF Data Inputs Provided to All Russian Designing and Scientific Research Institute of Chemical Machine Building, A. Shvedov, VNIPIET ..... *

B534521: Glass and Cement Technology R&D Supporting the TEF, A. Aloy, KRI ..... *

Методический подход, предварительные результаты моделирования и обоснования безопасности приповерхностного захоронения альфа-содержащих НАО, Т. А. Гупало, В. П. Бейгул, В. Ю. Коновалов, В. А. Приходько, ВНИПИпромтехнологии, Москва 165

Methodological Approach, Preliminary Modeling And Alpha-containing LLW Near Surface Disposal Safety Justification Results, T. A. Gupalo, V. P. Beygul, V. Yu. Konovalov, V. A. Prihodko, VNIPIPT, Moscow 178

РАЗРАБОТКА НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ [*Status of Development and Implementation of Waste Management Regulations*], V. Neretin, GAN/NIERA 182

Гигиенические аспекты обращения с РАО производства МОКС-топлива [Regulative Activities and Radiation: Hygienic Problems Connected with MFFF-R Waste Treatment, Storage, Utilization, Transportation and Disposal], S. Monastirskia, IBPh 203

ПРИПОВЕРХНОСТНЫЕ ХРАНИЛИЩА ДЛЯ РАЗМЕЩЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ОТ НЕЯДЕРНОГО ПРИМЕНЕНИЯ [Design and Operation of Actual «Interim» LLW Storage Facilities at Radon], T. Lashchenova, Radon 218

Vitrification of Alpha-containing Wastes: SIA Radon Experience, S. Stefanovsky, SAI Radon 239

Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward in Waste Treatment, Storage and Disposal, L. J. Jardine, LLNL, A. Shvedov, VNIPIET, A. Uspenski, TVEL ..... *

III. Packaging, Storage and Transportation Activities: LLNL Contracts B534514, B534515 and B534520

U.S. View of Framework and Issues for Packaging, Storage and Transportation Workscopes for the MFFF-R (Building 19), L. J. Jardine, LLNL 252

B534515: МОДИФИКАЦИЯ КОНСТРУКЦИИ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ [*The TUK-30 PuO_2 Container Design Modifications*], A. Tokarenko, A. Lazarev, VNIPIET 265

B534514: Molecular Filters for Use in the TUK-30 PuO_2 Container Modifications, A. Aloy, KRI ..... *

B534520: *Упаковка, хранение и транспортировочные решения при обращении с диоксидом плутония в рамках контрактов с ЛЛНЛ* [*The МСС К-26 PuO_2 Container Activities to Prepare for PuO_2 Shipments, Packing: Storage and Transferring Approaches to Plutonium Dioxide Management Under Contracts B534515 and B534520*], К.Г.Кудинов, А.А.Третьяков, В.А.Бочкарев, В.А.Кравченко, Л.Ф.Манакова МСС К-26 270

Направления исследований, необходимых при разработке требований к подготовке, упаковке и транспортировке «состаренного» энергетического диоксида плутония в модернизированном варианте ТУК-30 [Principal Directions of Investigations required for Development of Specifications for Preparation Packaging and Transportation of “Old” Power Grade PuO_2 in the Modernized Container TUK-30], В.К. Орлов, Э.М. Глаговский, А.А. Карнозов, В.Е. Клепацкий, VNIINM 284

Подходы к упаковке, хранению и транспортировке контейнеров с энергетическим PuO_2 с ФГУП «ПО «Маяк» на СХК г. Северск, А.И. Бобылев, С.И. Ровный, И.В. Манаков, ФГУП «ПО «Маяк» 289

Approaches to Packaging, Storage and Transportation of Reactor Grade PuO_2 from Mayak to SCC (Seversk), A. I. Bobylev, S. I. Rovny, I. V. Manakov, Mayak PA 294

VNIINM Proposed Blend Stock (Reactor Grade) PuO_2 Workscope, E. Glagowski, A. Karnozov, VNIINM ..... *

ОБЪЕМ РАБОТ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РЕАКТОРНЫМ ДИОКСИДОМ ПЛУТОНИЯ, А. Л. Лазарев, А. И. Токаренко, ВНИПИЭТ 299

Status of Proposed Workscope for the Feed Materials and Product Storage Building 19 for the R-MFFF, B. Gusakov, A. Tokarenko, VNIPIET; L. J. Jardine, LLNL ..... *

R-MFFF Feed Product and Product Material Interfaces with the R-MFFF Site, J. M. Marin, DCS ..... *

Status of Development and Implementation of Packaging, Storage and Transportation Regulations, S. Ulanov, GAN/NIERA ..... *

Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward in Packaging, Storage and Transportation, L. J. Jardine, LLNL; A. Tokarenko, VNIPIET; A. Uspenski, TVEL ..... *

IV. Spent Fuel Storage and Transportation Activities and Other Technical Papers

Remarks on R-MFFF MOX Fabrication Activities, L. J. Jardine, LLNL 301

Status of the Proposed Workscope for the BN-600 Radial Blanket Spent Fuel Transportation and Storage TEF, V. Burgutin, REA; L. J. Jardine, LLNL ..... *

Activities on Fabrication and Irradiation of MOX Fuel Assemblies with Weapon Plutonium for the BN-600 Hybrid Core, A. Bychkov, RIAR 306

Переработка оборотных продуктов и плутоний содержащих отходов, образующихся в производстве МОКС-топлива реактора БН-600, А.Н. Лукиных, SSC RF RIAR 316

Processes of Treatment of Plutonium Containing Wastes Produced In BN-600 MOX Fuel Fabrication, A. N. Lukinykh, SSC RF RIAR 338

Приборы и методы измерения радиоактивного загрязнения окружающей среды, В.Н. Потапов, С.М. Игнатов, Н.К. Кононов, О.П. Иванов, Kurchatov Institute 344

Instruments and methods for measurements of radioactive contamination in environment, V. N. Potapov, S. M. Ignatov, N. K. Kononov, O. P. Ivanov, Kurchatov Institute 351

V. Summary, Discussion, and Closing

Summary, L. J. Jardine, LLNL 391

Appendices

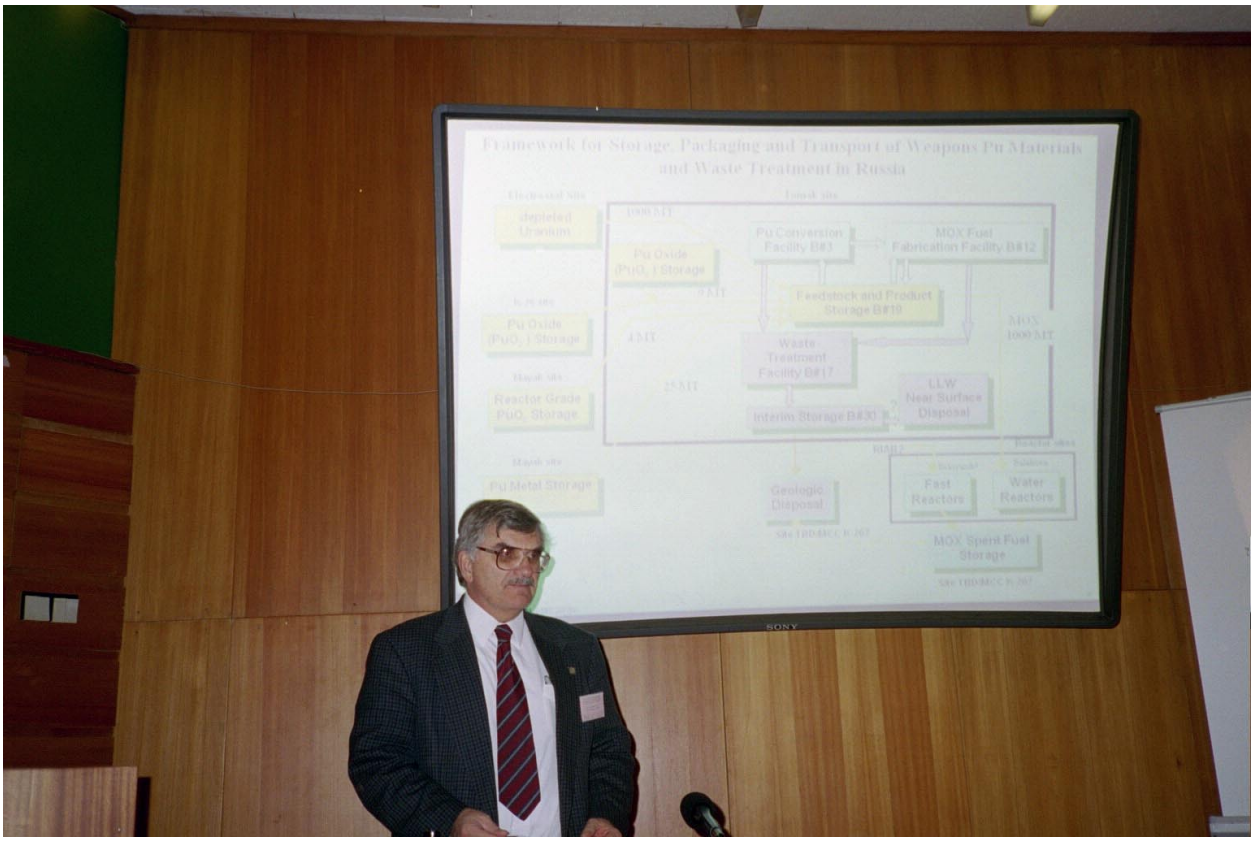
Appendix A. Agenda 396

Appendix B. Attendees 405

Appendix C. Summaries of Previous Meetings

- November 1999 Summary 410
- November 2000 Summary 414
- January 2002 Summary 418
- January 2003 Summary 423
- February 2004 Summary 430

Appendix D. Photographs from the Meeting 435



I. Opening Session

I. Introduction

L. J. Jardine, LLNL

The sixth annual Excess Weapons Plutonium Disposition meeting organized by Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) was held November 15-17, 2004, at the State Education Center (SEC), 4 Aerodromnya Drive, St. Petersburg, Russia. The meeting discussed Excess Weapons Plutonium Disposition topics for which LLNL has the US Technical Lead Organization responsibilities. The technical areas discussed included Radioactive Waste Treatment, Storage, and Disposal, and Plutonium Oxide and Plutonium Metal Packaging, Storage and Transportation and Spent Fuel Packaging, Storage and Transportation. The meeting was conducted with a conference format using technical presentations of papers with simultaneous translation into English and Russian. There were 55 Russian attendees from 16 different Russian organizations and four non-Russian attendees from the US. Forty technical presentations were made. The meeting agenda is given in Appendix B and the attendance list is in Appendix C.

The 16 different Russian design, industrial sites, and scientific organizations in attendance included staff from Rosatom/Minatom, Federal Nuclear and Radiation Safety Authority of Russia (GOSATOMNADZOR, NIERA/GAN), All Russian Designing & Scientific Research Institute of Complex Power Technology (VNIPIET), Khlopin Radium Institute (KRI), A. A. Bochvar All Russian Scientific Research Institute of Inorganic Materials (VNIINM), All Russian & Design Institute of Production Engineering (VNIPIPT), Ministry of Atomic Energy of Russian Federation Specialized State Designing Institute (GSPI), State Scientific Center Research Institute of Atomic Reactors (RIAR), Siberian Chemical Combine Tomsk (SCC), Mayak PO, Mining Chemical Combine (MCC K-26), Institute of Biophysics (IBPh), Sverdlosk Scientific Research Institute of Chemical Machine Building (SNIIChM), Kurchatov Institute (KI), Institute of Physical Chemistry Russian Academy of Science (IPCh RAS) and Radon PO-Moscow. The four non-Russian attendees included one representative from DOE NNSA, and LLNL, and two from Duratek,

The meeting was organized into three major sessions:

- Waste Treatment, Storage and Disposal
- Plutonium Packaging, Storage and Transportation
- Spent Fuel Packaging, Storage and Transportation

Twenty presentations were made on the topic of Waste Treatment, Storage and Disposal (Session II), ten presentations on Plutonium Packaging, Storage and Transportation (Session III), and four presentations on Spent Fuel Packaging, Storage and Transportation (Session IV). In addition, DOE/NNSA, Minatom/Rosatom and TVEL summarized the bases for the conference at the beginning of the meeting (Session I).

Nine months had passed since the last LLNL contracts review meeting. During that time period, LLNL and TVEL have been able to sign six contracts for a total of $1,700,000 in the areas of:

- Waste treatment, storage and disposal
- Plutonium packaging, storage and transportation

The scope of several other work projects are now in various stages of development in these areas. It is anticipated that more contracts will be signed before the next meeting of this type. These events have allowed us to start work in our technical activities under new direction from TVEL, which is now the single Russian organization to coordinate and conclude contracts with LLNL.

The meeting presentations and discussions have defined where we are and where we are going in the near term in regard to our joint interests in excess weapons plutonium disposition.

Each topical section of this Proceedings is introduced by a summary of the presentations in that section.

National Nuclear Security Administration

NNSA Remarks

6th Waste Management and Packaging, Storage and Transportation Review

Plutonium Disposition Program

St. Petersburg, November 15 - 17, 2004

Philip Roebuck

National Nuclear Security Administration

Congressional Support

- Congressional support for Material Disposition Program remains strong.
- Funding for 2005 was cut somewhat because construction has not yet begun.
- But, adequate carry-over from last year to fund needed program work.

National Nuclear Security Administration

International Support

- Substantial funding commitments by G-8 partners for construction of the MOX FFF.
- Plans for the multilateral framework becoming more fully developed.
- EBRD (European Bank of Reconstruction and Development) has informally indicated that it will administer the multilateral Russian plutonium disposition program.

National Nuclear Security Administration

Liability

- Liability issue between the United States and Russia still not resolved but discussions may restart sometime soon.
- Should still be able transfer design information adequate for OBIN.

КОРПОРАЦИЯ ТВЭЛ

Разработка ОБИН – концепция и график реализации (TVEL: Alexander Uspenski)

Концепция разработки ОБИН:

- Объем и глубина проработки ОБИН должны обеспечить возможность беспрепятственного прохождения государственной экспертизы, ускоренной разработки на его основе ООБ и получения лицензии на размещение MFFF-R;

- Уровень проектной проработки здания №12 в ОБИН должен быть по возможности максимально приближен к требованиям, предъявляемым к ТЭО, что может позволить начать работы нулевого цикла по этому зданию до начала аналогичных работ по другим зданиям;

- Для сокращения сроков прохождения общественных экологических слушаний и экологической экспертизы разработка ОВОС осуществляется параллельно с разработкой ОБИН и завершается одновременно с разработкой окончательной версии ОБИН;

КОРПОРАЦИЯ ТВЭЛ

Разработка ОБИН – концепция и график реализации

- Работы в поддержку разработки ТЭО (конструкторские проработки оборудования и др. работы по мере необходимости) с целью сокращения общих сроков реализации проекта начинаются до завершения разработки ОБИН;

- Стоимость разработки ОБИН, в части касающейся здания №12, определяется с понижающим коэффициентом, учитывающим возможность использования проектной документации DCS по установке MFFF;

- Работы по зданию №12 выполняются ГСПИ совместно с DCS. Содержание этих работ, их распределение и организация определяются на стадии обсуждения Запроса на информацию, направляемого ТВЭЛом в DCS;

КОРПОРАЦИЯ ТВЭЛ

Разработка ОБИН – концепция и график реализации

- Разработка ОБИН осуществляется на основе ранее выполненных, выполняемых и планируемых к началу в ближайшее время контрактов в поддержку его разработки (ORNL Tasks 11, 12, 34-36, 09, LLNL - №№ B534513, B534515, B533421, B534523, B534520,) с участием DCS, ORNL, LLNL, LANL в рамках единого контракта с ОАО «ТВЭЛ» поскольку:

✓ в соответствии с действующими правилами (СП 11-101-95) ОБИН разрабатывается и утверждается для объекта в целом. Разработка ОБИН осуществляется на основе утверждаемого Задания на его разработку, разрабатываемым совместно Заказчиком объекта и привлекаемыми им организациями;

✓ для эффективного выполнения работ по такому сложному объекту как MFFF-R целесообразна симметричная организация работ с российской и американской сторон – один Заказчик – один интегрированный подрядчик;

КОРПОРАЦИЯ ТВЭЛ

Разработка ОБИН – концепция и график реализации

- разделение работ по ОБИН на несколько контрактов, касающихся отдельных зданий и сооружений не исключает необходимости заключения контракта на разработку ОБИН в целом, при этом:

- заключение отдельных контрактов по зданиям и сооружениям MFFF-R может быть возможным только после утверждения Задания на разработку ОБИН;
- значительно возрастает число договоров с субподрядчиками, которые необходимо заключить и выполнить ТВЭЛу (договора должны предусматривать возможность свободного и оперативного обмена данными, полученными в рамках разных контрактов);
- значительно возрастает число экспортных поставок, затраты времени на их реализацию и согласование отчетной документации с заказчиками, что вызовет существенное замедление работ;
- возможность принятия оперативных технических решений и выполнение ГСПИ функций Генпроектировщика будут затруднены;
- существенно усложняется планирование работ, что может создать серьезные препятствия разработке и последующему утверждению ОБИН.

КОРПОРАЦИЯ ТВЭЛ

Разработка ОБИН – концепция и график реализации

График разработки ОБИН (основные этапы) и примерный график разработки последующих процедур (уточняется в рамках реализации WR10)
Schedule of OBIN development (principal stages) and approximate schedule of subsequent procedures (to be defined under WR10 implementation)

Месяцы после T_0 Months after T0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
Разработка и утверждение задания на разработку ОБИН Development and approval of SOW for																	
Разработка ОБИН OBIN development	B. N12, some auxiliary buildings																
Разработка ОВОС Development of EIAR																	
Общественные слушания и экологическая экспертиза ОВОС Public hearings and ecological expertise of EIAR																	

Remarks on R-MFFF MOX Fabrication Activities: (1) Waste Treatment And Disposal Issues (2)Plutonium Packaging, Storage and Transportation Issues (3)Spent Fuel Storage and Transportation Issues

For presentation at:
LLNL Contract Planning
and Review Meeting
November 15-17, 2004
State Education Center (SEC)
St. Petersburg, Russia

L. J. Jardine
Lawrence Livermore National Laboratory

UCRL-PRES-207790

This work was performed under the auspices of the U.S. Department of Energy by the University of California Lawrence Livermore National Laboratory under Contract No. W-7405-Eng-48.

Opening Remarks and Comments

- **Purpose of Meeting**
- **History**
- **Framework for Meeting**
- **Current Contracts**

Different LLNL Lead Assignments for Russian Pu Disposition Since 2002

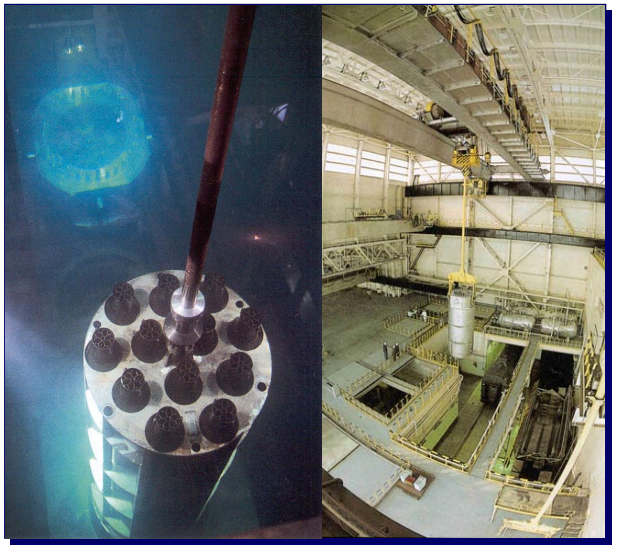
- **1995-2002: LLNL successfully completed its lead assignments that showed advantage to Pu immobilization — a change in Russian policy and practice**
  - **MCC K-26: TEF, DOI, JOI ~1 MT PuO_2 (in sludges)**
  - **Mayak TEF ~1 MT PuO_2 (in sludges)**

- **Russian immobilization work closed in 2002 mainly because of U.S. domestic cancellation of immobilization**

- **2002-2004: LLNL was lead lab for implementing the 2000 US-RF Agreement for**
  - **waste treatment storage and disposal**
  - **Pu storage, packaging, and transportation**

K-26 hot cell tests with new microwave melter for Pu immobilization

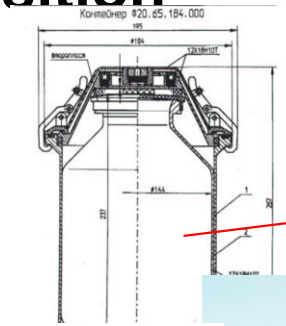
Russian rail car for plutonium materials transport



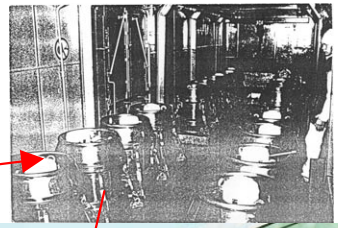
Current spent fuel storage at K-26

LLNL Currently has Three Lead Assignments for Russian Pu Disposition

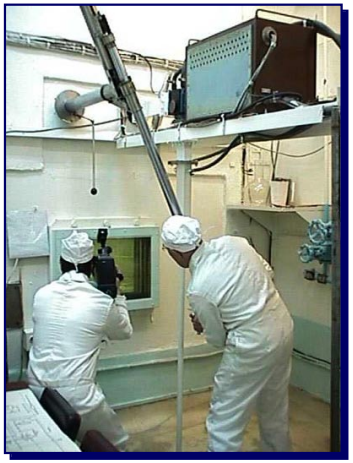
- Plutonium storage, packaging and transportation
  - 25 MT Pu weapons metal, 9 MT weapons Pu oxide, 4MT powergrade isotopics blend Pu oxide,~1000 MT depleted uranium oxide and ~1000 MT fresh MOX fuel assemblies packaged and shipped among different Russian sites
- Storage and transportation of MOX spent fuel
  - ~1000MT stored until 34MT weapons Pu is dispositioned
- Treatment, storage and disposal of plutonium wastes from Russian Pu conversion and MOX fuel fabrication facilities



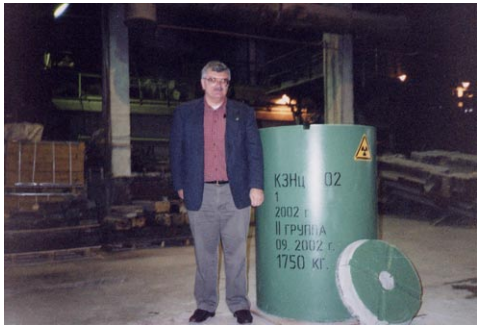
PuO2 container



Russian PuO_2 packaging set for transport in Russia



K-26 hot cell tests with new microwave melter for vitrification



Russian containers for solid LLW

Current spent fuel pool storage at MCC K-26

LLNL Pu Disposition Projects: Contracts and Deliverables

- ***Status of Contracts (to date) and Deliverables:***
  - **Contracts: >61**
  - **Deliverables >401**
- ***Contracts generated with:***

- **VNIINM - Bochvar All-Russian Scientific Research Institute of Inorganic Materials**
- **VNIPIPT - All Russian & Design Institute of Production Engineering**
- **KRI - Khlopin Radium Institute**
- **RIAR - Dimitrovgrad, State Scientific Center Research Institute of Atomic Reactors**
- **VNIPIET - All Russian Designing & Scientific Research Institute of Complex Power Technology**
- **K-26/MCC - Krasnoyarsk-26/Zheleznogorsk, Mining and Chemical Combine**
- **Mayak - Chelyabinsk-65/Ozersk, Mayak Production Association**
- **GSPI - Specialized State Design Institute**
- **ISTC - International Science & Technology Center**
- **TVEL**
- **Atominform**
- **Arzamas-16**

LLNL Organizes and Hosts Large Annual Conferences of Russian Experts to Peer Review LLNL Funded Russian Pu Disposition Contract Work

- **LLNL Russian Pu disposition contract work (61 contracts to date and $9M in Russia) is documented in 401 deliverables and five proceedings** ***(UCRL-ID-138361,April 2000 ,308 pages; UCRL-ID-143846, June 2001, 320 pages ; UCRL -ID –149341, July 2002, 499 pages,) UCRL - ID –155117, July 2003, 571 pages; UCRL PROC –205662, July 2004, 467 pages)*** **of annual coordination and peer review meetings held November 1999, November 2000 , January 2002,January 2003 and February 2004, in St. Petersburg, Russia**

- **Typically 14 to 23 different Russian scientific, industrial sties and design organizations attend annual review meeting** ***(241 papers; 2154 pages)***

LLNL Organizes and Hosts Large Annual Conferences of Russian Experts to Peer Review LLNL Funded Russian Pu Disposition Contract Work

February 2004 had 53 Russian staff from Minatom, Federal Nuclear and Radiation Safety Authority of Russia (GOSATOMNADZOR, GAN), All Russian Designing & Scientific Research Institute of Complex Power Technology (VNIPIET), Khlopin Radium Institute (KRI), A.A. Bochvar All Russian Scientific Research Institute of Inorganic Materials (VNIINM), All Russian & Design Institute of Production Engineering (VNIPIPT), Ministry of Atomic Energy of Russian Federation Specialized State Designing Institute (GSPI), State Scientific Center Research Institute of Atomic Reactors (RIAR), Siberian Chemical Combine Tomsk (SCC), Mayak PO, Mining Chemical Combine (MCC K-26), Rosenergoatom (REA), TVEL and Radon PO-Moscow. Six non-Russian attendees were from DOE NNSA, Duke Cogema, Stone and Webster (DCS), Duratek), Cogema-France and LLNL.

January 2003 meeting had 70 Russian participants from 23 Russian organizations, including the industrial sites (Mayak, Krasonayarsk-26, Tomsk), scientific institutes (VNIINM, KRI, VNIPIPT, RIAR), design organizations (VNIPIET and GSPI), universities (Nyzhny Novgorod), Russian Academy of Sciences (Institute of Physical Chemistry or RAS ICP, Institute of Ore-Deposit Geology, Petrography, Mineralogy, and Geochemistry or IGEM), Radon-Moscow, S&TC Podol'osk, Kharkov-Ukraine, Alexander Research Institute of Technology (NITI), Pervouralsky Plant or PUP, Shlakoit, Russian Federal Nuclear Center of Technical Physics or VNIITF and the RF Ministry of Atomic Energy (Minatom), and GAN.

Summary of Russian Participants at LLNL Annual Contract Review Meetings

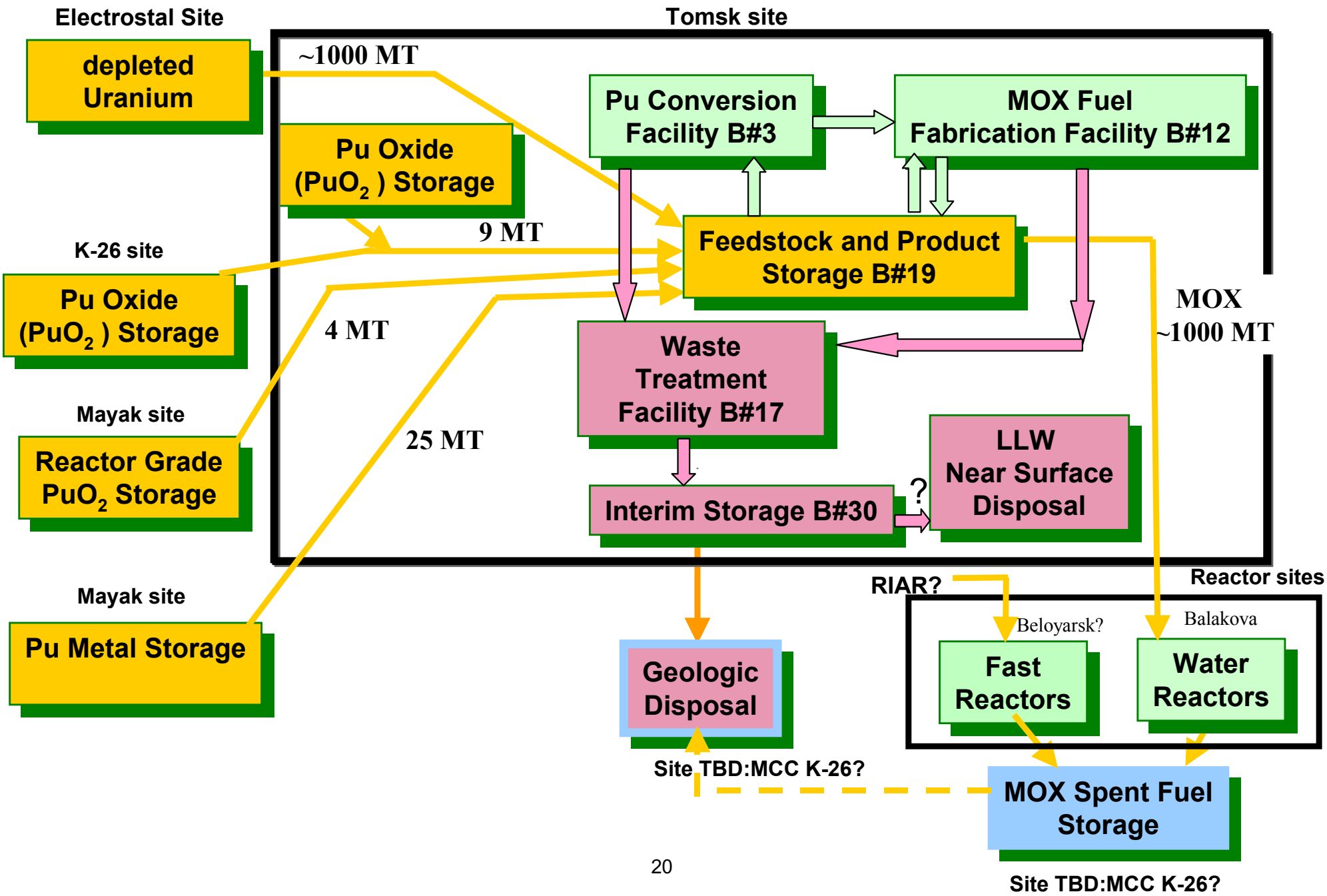
Russian Organizations	Science R&D	Nov. 1999	Nov. 2000	Jan. 2002	Jan. 2003	Feb. 2004	Nov. 2004
Industrial Sites							
Mayak		X	X	X	X	X	X
MCC K-26		X	X	X	X	X	X
Tomsk (SChE)		X	X	X	X	X	X
Scientific, Design Institutes							
VNIINM	X	X	X	X	X	X	X
VNIPIPT	X	X	X	X	X	X	X
KRI	X	X	X	X	X	X	X
RIAR	X	X	X	X	X	X	X
VNIPIET		X	X	X	X	X	X
GSPI		X	X	X	X	X	X
NIKIMT	X	X	X	-	-	-	-
C-70 (VNIITF)	X	X	-	-	X	-	-
SNIIChM		-	-	X	-	X	X
NITI	X				X	-	-
Kharkov	X	-	-	X	X	-	-
Universities							
Nyzhny Novgorod University	X	X	X	X	X	-	-
Urals Tech University	X	-	-	X	-	-	-

Note: a UCRL-ID-138361 April 15, 2000, b UCRL-ID-143846 June 4, 2001, c UCRL-ID-149341 July 11, 2002, d UCRL-ID-155117 July 15, 2003, e UCRL-PROC-205662 July 8 2004

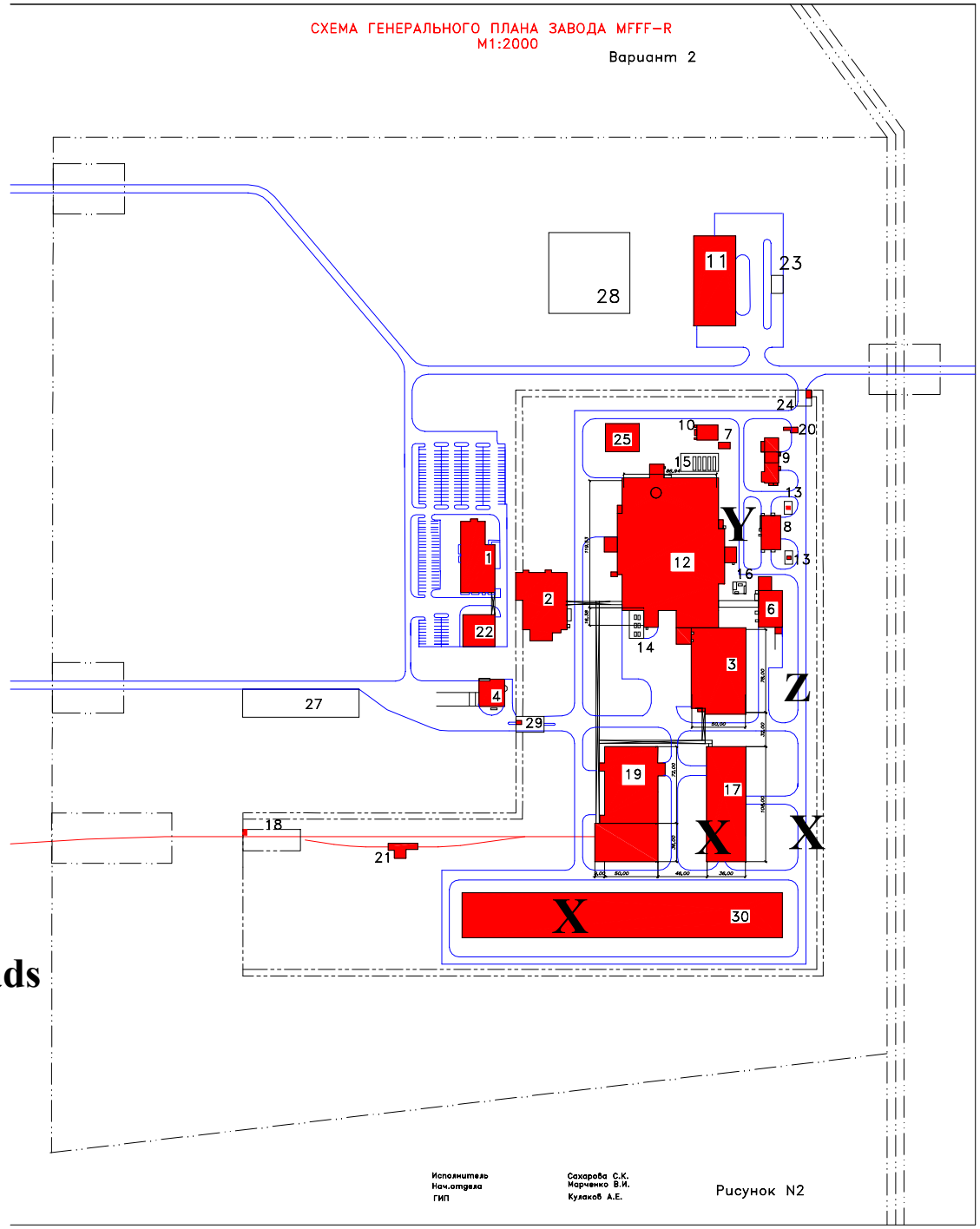
Summary of Russian Participants at LLNL Annual Contract Review Meetings (cont)

Russian Organizations	Science R&D	Nov. 1999	Nov. 2000	Jan. 2002	Jan. 2003	Feb. 2004	Nov. 2004
Russian Academy of Sciences							
RAS IGEM	X	X	X	X	X	-	-
RAS IPC	X	X	X	X	X	-	-
RAS GEOKHI	X	-	-	X	X	-	-
Moscow Gov.							
Radon Moscow	X	-	X	X	X	X	X
Federal Gov.							
Minatom (Rosatom)		X	-	X	X	X	X
GAN (Rostekhnadzor)		-	-	X	X	X	X
REA					X	X	-
Others							
Lutch Ceramics	X				X	-	-
Pervourals Castings	X				X	-	-
Shcherbina Ceramics	X				X	-	-
TVEL						X	X
IBPh							X
Total Russians		44	48	50	60	46	
Total Russian Org.		15	14	19	23	15	15
Total Papers		40a	45b	49c	57d	40e	
Number of pages		308	319	499	571	457	
Science and R&D		18	28	31	32	8	
Engineering and others		22	12	18	25	32	

Framework for Storage, Packaging and Transport of Weapons Pu Materials and Waste Treatment in Russia



Tomsk SCC Plot Plan for MFFF-R



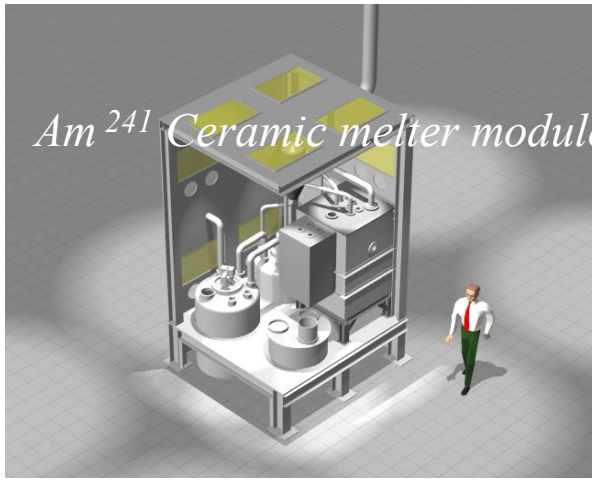
X:LLNL leads
Y: DCS/ORNL leads
Z: LANL leads

Current 2004 LLNL-TVEL Plutonium Disposition Contracts

- **B534513: SCC-Tomsk: Waste Treatment, Storage and Disposal Technical and Economic Feasibility Study (TEF) for Russian MOX Fuel Fabrication Facility Wastes (R-MFFF)**

  Scope:
  - Define requirements and assumptions
  - Define waste streams from Russian conversion and MOX fuel fabrication
  - Develop flowsheets and layouts
  - Assess technical options for solid and liquid wastes
  - Compare and select preferred options for JOI (OBIN) phase

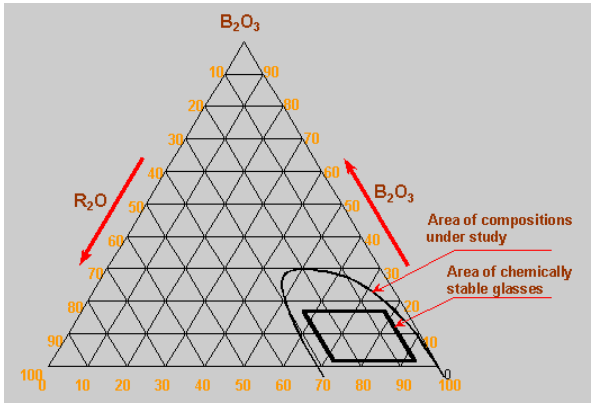
  Participants: TVEL, VNIPIET, SCC, VNIINM, KRI, VNIPIPT, Mayak and MCC K-26



- **B534521: Formulation and Characterization R&D of High Alpha Waste Glass and LLW Cement Waste**

  Scope
  - Assess 25 borosilicate glass compositions & select 5 for laboratory tests
  - Fabricate and test 5 glass compositions with Am^{241}, Pu and Ag
  - Fabricate and test 25 cement specimens
  - Test leach resistance of cement solid waste forms in LLW disposal conditions

  Participants: TVEL and KRI



Current 2004 LLNL-TVEL Plutonium Disposition Contracts

B534523: Performance Assessment Modeling of LLW Near Surface Disposal

Scope:

- **–Assess and model Tomsk site specific LLW near surface disposal conditions**
- **–Model and calculate doses to identify acceptable solid waste types, radionuclide concentrations and total cumulative radioactivity limits in disposal vault or trench**
- **–Develop recommendations for design of engineered barriers and for regulators drafting documents**
- **–Prepare initial draft Environmental Assessment report for the Tomsk site for possible LLW near surface disposal**

Participants: TVEL and VNIPIPT

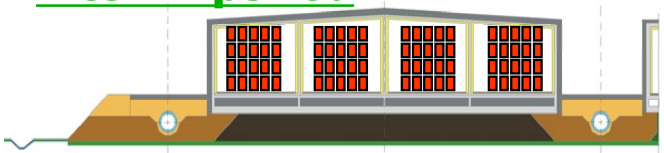
B534515: PuO_2 Container Design Modernizations (TUK-30)

Scope:

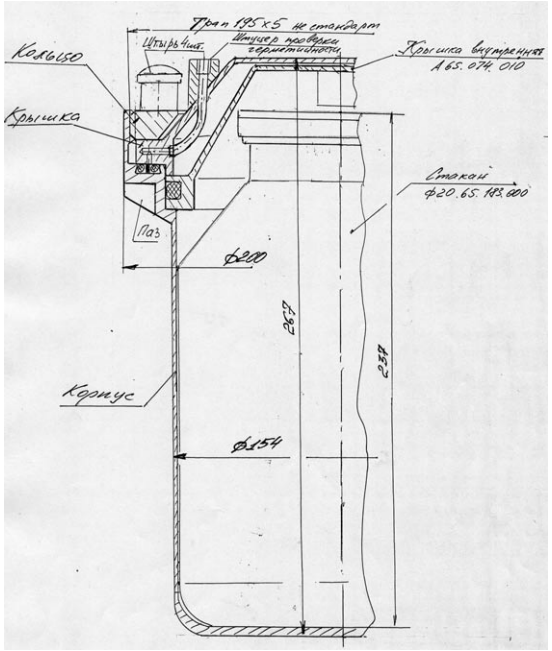
- **–New lid and seal designs**
- **–New filter design**
- **–Certification of new design by Rostekhnadzor (GAN) and Rosatom (Minatom)**

Participants: TVEL ,VNIPIET, MCC K-26, SRC IPPE, ARINPh, JSC RED

Interim period



Period of institutional control



Modified TUK-30

Current 2004 LLNL-TVEL Plutonium Disposition Contracts

- **B534514: PuO_2 Container Molecular Filter Assessments (TUK-30)**

  <u>Scope:</u>
  - **Restarted work originally placed on hold in ~1987 by Mayak**
  - **Assessing filters after 17 years of PuO_2 storage at KRI**
  - **Establishing feasibility of filters for redesigned TUK-30's in contract B534515**

  Participants : TVEL and KRI

molecular filter tests

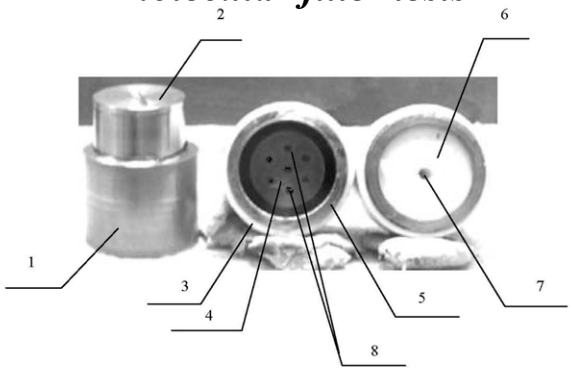
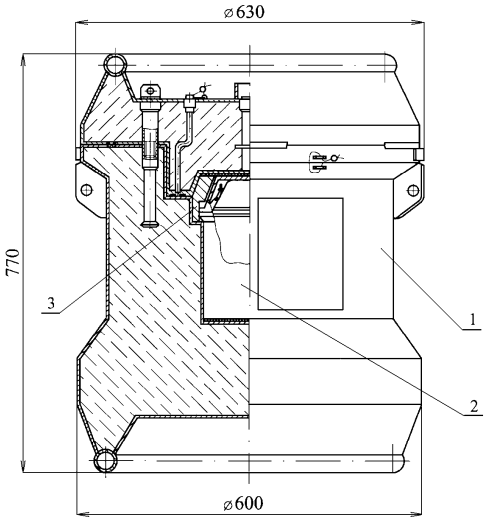


Fig. 4 Parts of the opened can
1 – outer can, 2 – inner capsule with plutonium dioxide, 3 – Teflon cup, 4 – inner cavity of the separated cap with the bleeder, 5 – cut surface, 6 – plug, 7 – through hole in the plug, 8 – molecular filters

- **B534520: PuO_2 Container (TUK-30) Packaging and Handling Needs for Transportation**

  <u>Scope</u>:
  - **Design and fabrication of prototype glove boxes to:**
    - **replace PuO_2 container lids, bottoms and seals (TUK-30)**
    - **decontaminate PuO_2 containers for transportation**
  - **Write non destructive assay (NDA) system specification for transportation and inter- site transfers of PuO_2**
  - **Qualify TUK-30 shipping package for new physical protection "shooting" scenarios to avoid requiring railcar armor**

  Participants: TVEL, MCC K-26 ,VNIPIET, VNIINM, NIC BTS



TUK-30 shipping system

Site TBD:MCC K-26?

Conclusion of Presentation

- **Sixth annual meeting of this type**

- **Brief History of LLNL's Pu Disposition Activities**
  - **Since 1995; >61 contracts; >$9M**

- **Current Pu Disposition Activities in Russia**

  Waste treatment, storage and disposal

  Packaging, storage and transportation
  - **6 active contracts; $1.7M in FY04**

II. Waste Treatment, Storage and Disposal Activities: LLNL Contracts B534513, B534521, and B534523

Introduction to Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

L. J. Jardine, LLNL

Session II was organized to address the waste treatment, storage and disposal issues required to design, construct and implement mixed oxide (MOX) fuel fabrication in a new facility (R-MFFF) at the Siberian Chemical Combine (SCC) Tomsk site. There are three active LLNL-TVEL contracts in this area. A major new LLNL-TVEL contract (B534513) was signed in March 2004 for a Russian team to perform an integrated technical and economic feasibility (TEF) study to define and compare the technical options required to treat, store and dispose of the radioactive waste from the proposed new MOX Fuel Fabrication Facility (R-MFFF) and a plutonium metal to plutonium oxide conversion facility at the Tomsk site. Contracts to perform glass and cement R&D (B534521) and to develop performance assessment modeling for LLW disposal (B534523) were signed in August 2004. This session discussed the technical issues, plans, activities and processes that are a critical part of that TEF study.

The waste treatment, storage and disposal Session II consisted of 20 presentations by Russian design and supporting scientific institutes, Russian industrial sites, Russian regulators and LLNL. The focus of the session was the ongoing LLNL-TVEL contract B534513 workscope for a waste treatment, storage and disposal technical and economic feasibility study (TEF) for wastes generated by the R-MFFF and other associated facilities proposed for the Tomsk site.

First, LLNL provided a framework (Fig. 1) and overview for the scope of the TEF study and related additional contract work scopes. LLNL also summarized the major technical issues to be addressed by the Russian team during the TEF study.

In summary, the TEF is progressing very well and is on schedule. Input data for various technical options has been collected from the multiple Russian organizations participating in the TEF by VNIPIET. VNIPIET is now assembling and integrating the technical options, developing flowsheets and layouts and performing initial engineering assessments for the various options.

Major technical processes and issues of the TEF are being developed and assessed. These include (1) the specific glass (borosilcate and phosphate) and cement waste solidification processes, (2) the extent and means of solid waste segregation and washing to reduce the waste classification to LLW by removing plutonium and other actinides for separate treatment, (3) the design solutions for solid waste storage, including a possible LLW waste disposal options and (4) appropriately bounding and defining the solid and liquid waste quantities for design given the uncertainty in the specific plutonium conversion technology. LLNL identified in the meeting (1) the urgent need to include major R-MFFF milestones in the integrated schedule for waste treatment, storage and disposal, (2) the need to challenge and change the current 0.2WT% alpha loading in glass in a GOST standard (SPORO-2002) as arbitrary, low and without a technical bases, (3) to include estimates of, and to not forget, uranium in the wastes in addition to the Am, Pu, and Np, (4) the need to assess the Radon LLW storage vault design developed with European funds for use at Tomsk and (5) the need to develop one standard package for onsite transport of all solid wastes into the waste treatment building (#17).

LLNL commended (1) KRI for using previous LLNL Pu immobilization results to more rapidly and soundly develop the preferred borosilcate glass composition for the current TEF waste streams rather than starting from “square zero”, and (2) GAN for being receptive to written comments during the development of their new regulations for waste and encouraged others, especially TVEL to write letters because comments are considered by GAN. The IBPh need to develop some specific second tier new sanitary requirements for site specific wastes at Tomsk was identified. The use of existing boreholes for some liquid wastes as a safe and most cost effective solution was discussed but the poor public perception of implementing this approach was recognized by attendees.

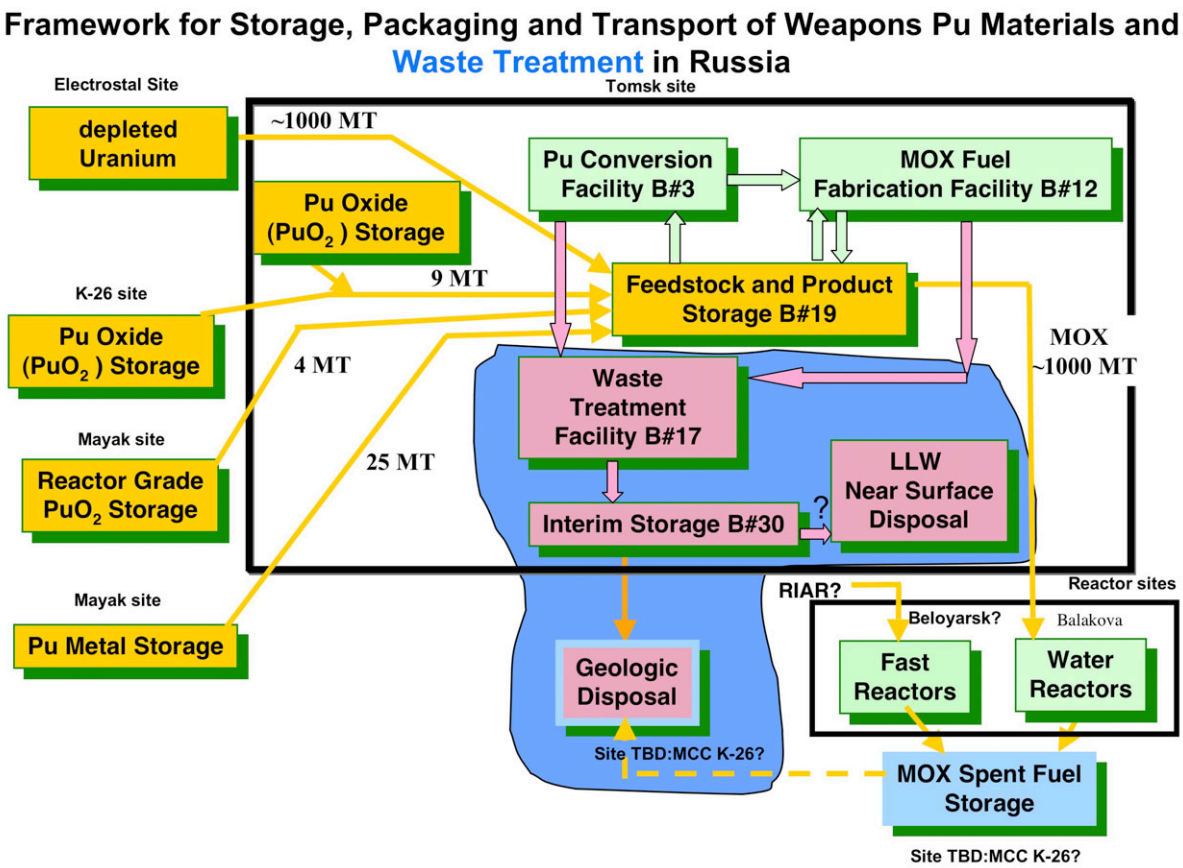


Fig. 1. Scope of the TEF study.

Regarding other TEF issues, VNIINM stated Am^{241} volatility from borosilicate glass melters was a major issue but others did not agree that Am^{241} volatility would be a significant issue. Tomsk reported that their current site 16 used to store LLW and other wastes would not be suitable for the solid treated wastes from the R-MFFF. This is why the new LLW storage building #30 was added after the DOI was published. Radon's presentations showed several areas where their experience and equipment could be assessed for use for the Tomsk site R-MFFF wastes. Specific, Radon experience with cementing and LLW storage vault design should be seriously assessed as part of the TEF.

Work (B534523) has started to define and test a methodology for conducting performance assessment modeling of LLW wastes containing small concentrations of long lived alpha emitters from the R-MFFF.

Work (B534521) has started by KRI to develop the specific borosilicate glass and cement formulations required for the TEF.

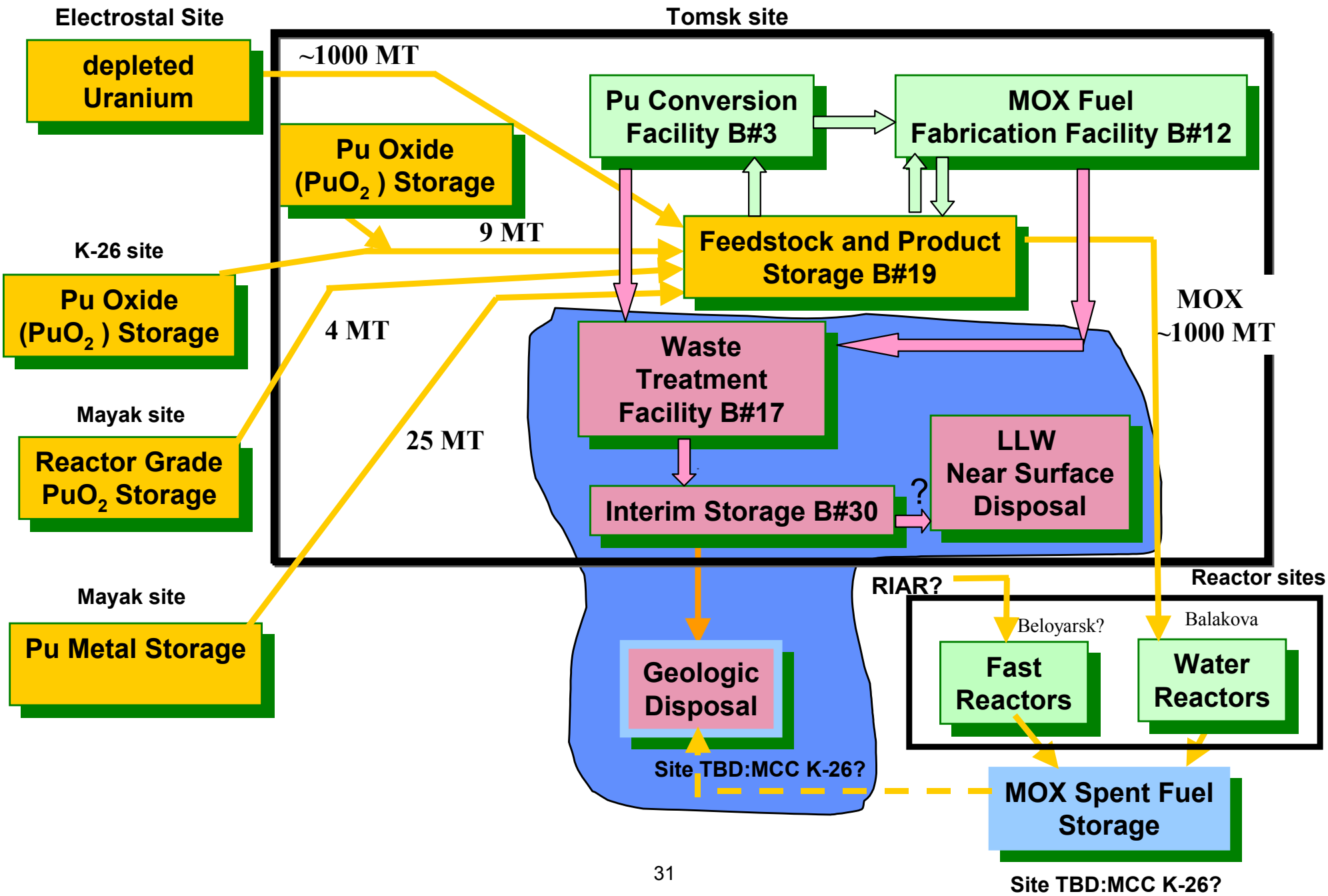
U. S. View of Framework and Technical Issues for Waste Treatment, Storage and Disposal Workscopes for the MFFF-R (Buildings 17 and 30)

L. J. Jardine
Lawrence Livermore National Laboratory

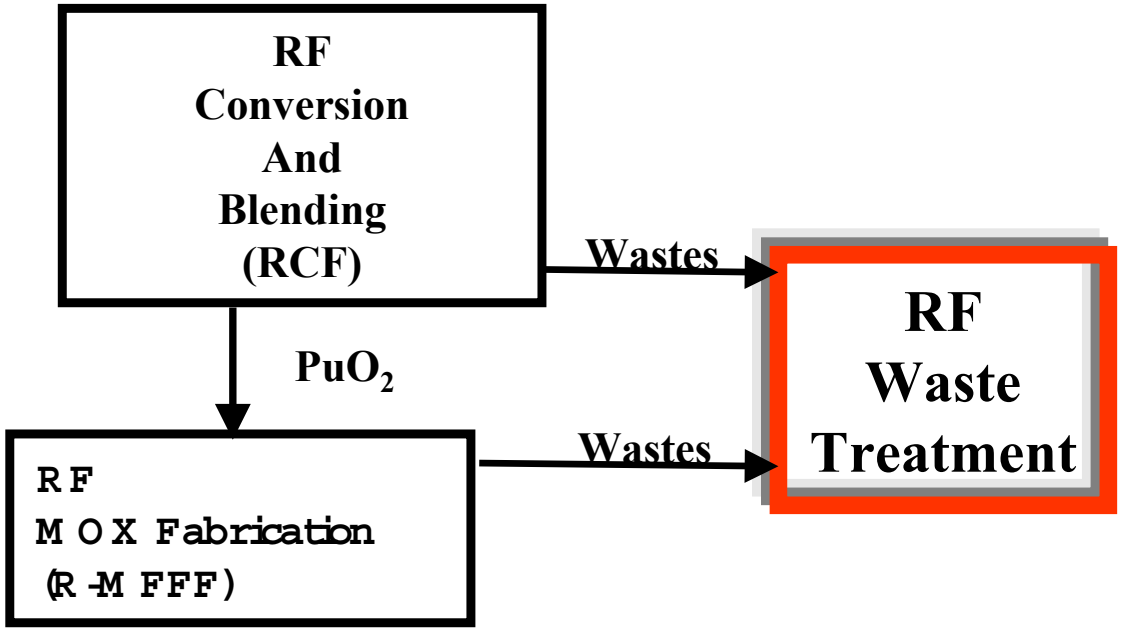
II. Waste Treatment, Storage and Disposal Remarks

- **Frameworks for Activities**
- **Issues to be addressed**
- **Russian waste classification**
- **LLW near surface disposal observations**
- **Schedule**

Framework for Storage, Packaging and Transport of Weapons Pu Materials and Waste Treatment in Russia



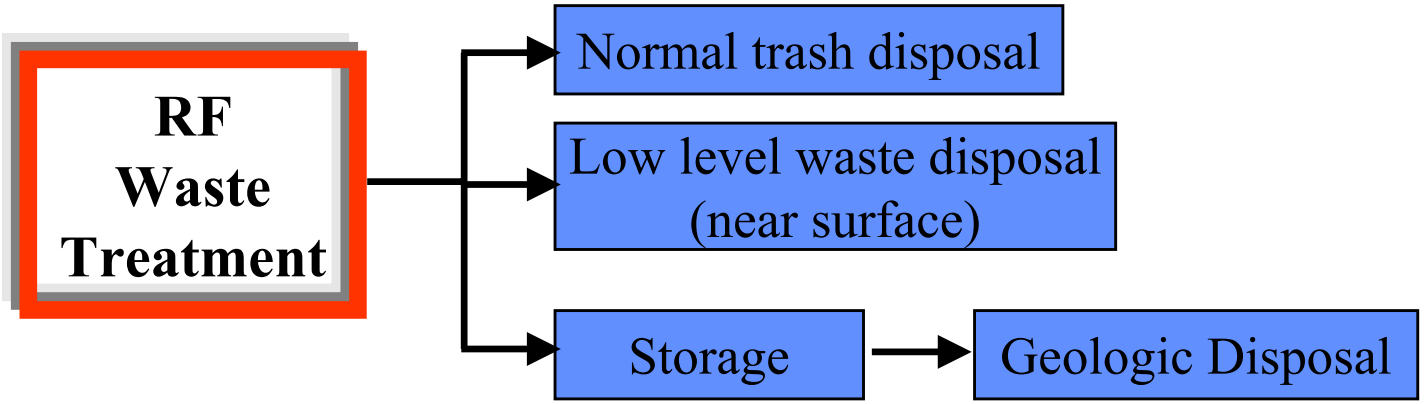
1. Waste Treatment Must Address Conversion and MOX Fabrication Wastes



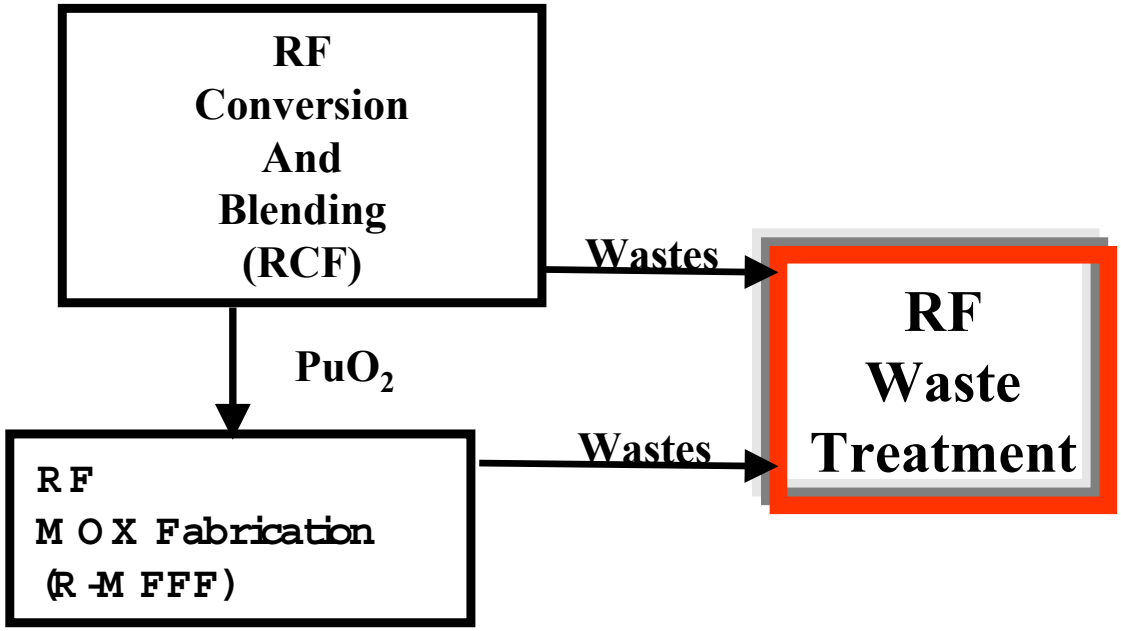
Liquid Waste Summary:
- RCF: XX
- R MFFF: XX

Solid Waste Summary:
- RCF: XX
- R MFFF: XX

2. Waste Treatment Must Address Storage and Disposal Requirements



Waste Treatment Must Address Conversion and MOX Fabrication Wastes 1 of 2



Liquid Waste Summary:
RCF: XX
R MFFF: XX

Solid Waste Summary:
RCF: XX
R MFFF: XX

Issues to discuss, identify and outline a plan to resolve in this meeting:

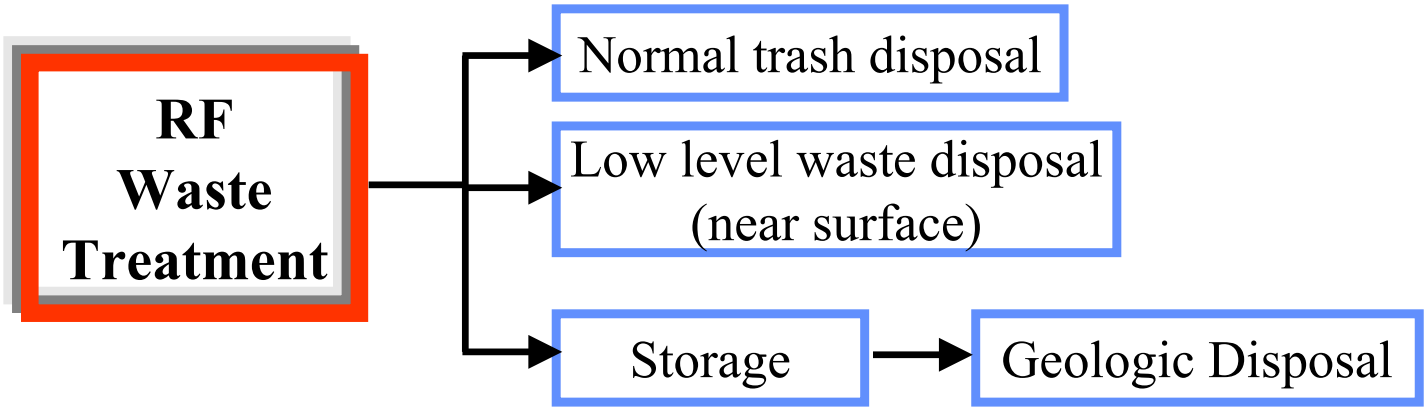
1. How to work around uncertainties of conversion technology and conversion location

2. What existing Tomsk facilities and infrastructures can be used for wastes

3. Which waste streams contain the high Am wastes, and Np and Pu

4. How will US provided MFFF solid and liquid wastes be changed for R MFFF and RCF

Waste Treatment Must Address Storage and Disposal Requirements 2 of 2



Liquid Waste Summary:
RCF: XX
R MFFF: XX

Solid Waste Summary:
RCF: XX
R MFFF: XX

<u>Issues to discuss, identify and outline a plan to resolve in this meeting:</u>

1. **How much treatment is needed to reduce Pu, Am and Np concentrations to levels allowing disposal as LLW and avoiding long term storage for geologic disposal?**
2. **What are the solid waste requirements for LLW near surface disposal?**
3. **What are allowable concentrations and total quantities of Pu, Am and Np that can be in LLW for disposal and high alpha solid waste for storage?**
4. **How will solid LLW be disposed of at Tomsk?**
5. **What is allowable Am content for glass (heat, radiation damage) and Ag content (solubility)**
6. **What are the solid high alpha waste requirements for 50 years of storage or until geologic disposal is available**

Other issues that must be addressed in TEF

- Need now an integrated waste treatment, storage and disposal schedule, and the links (ties) to the R MFFF
- Radiation damage issues for high Am containing glasses include
  - Stored energy
  - He formation
  - Devitrification
- Can Tomsk existing boreholes be considered for disposal of some liquid wastes?
- Russian Waste Classification is not consistent with the IAEA and other countries definitions.
- Can LLW disposal, without intent of retrieval ,in near surface be considered as an option?

Waste Classification: Russian Activity Levels for Liquid and Solid Radioactive Waste

Waste category	Specific activity, Bq/g		
	β-emitters	α-emitters (excluding transuranium)	Transuranium radionuclides
Low level	Less than 10^3	Less than 10^2	Less than 10^1
Medium level	From 10^3 to 10^7	From 10^2 to 10^6	From 10^1 to 10^5
High Level	More than 10^7	More than 10^6	More than 10^5

Note:

- **IAEA and many others use <3.7x 10^3 Bq/g of alpha as LLW**
- **Some Russian medium level wastes are LLW in other countries**

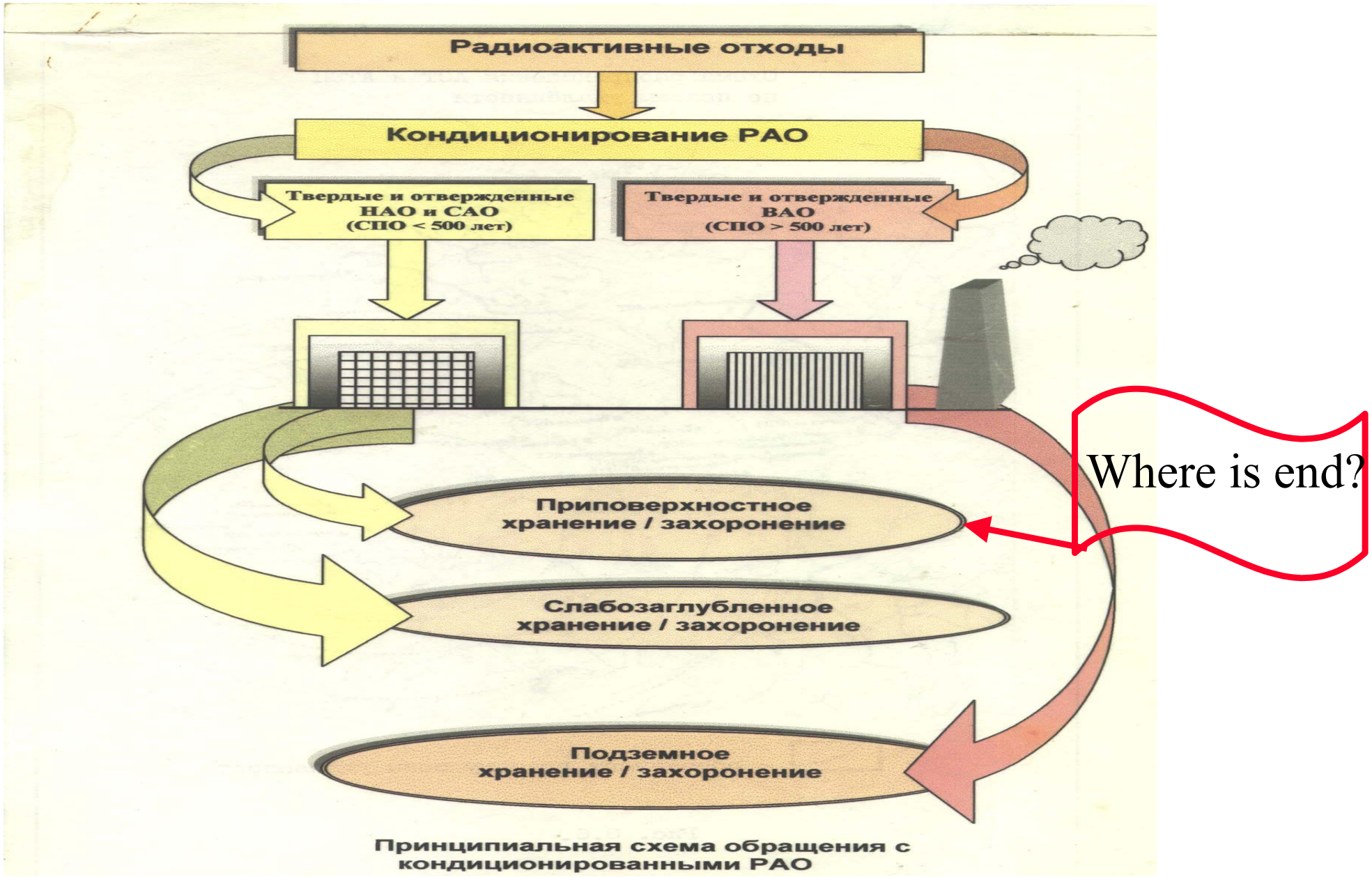
Observations of Russian LLW Near Surface Disposal

- **Current Practice in Russia is to store LLW solid wastes indefinitely with intent of retrieval**

- **GAN (Rostekhnadzor) is drafting new documents allowing near surface disposal of LLW**

- **However the draft regulatory documents are not totally consistent with:**
    - **IAEA recommendations documents on:**
        - **dose limits**
        - **waste classifications**

Рис. 1 Концепция Минатома



The Major Differences of Russia With Some Others Are Summarized

- The RF draft documents specify an individual dose limit of 10 μSv/year for exposures to offsite populations after closure but this number is 100 times more restrictive than recommended or used in IAEA, or US guidance or regulatory documents.

- Unlike IAEA and US documents, the RF draft documents lack any explicit recommendation or requirement to use performance-assessment modeling of the site-specific, near-surface disposal conditions and any engineered barriers for solid waste forms as a means to demonstrate regulatory compliance with the performance objectives for closure of the near-surface disposal facility.

- The Russian waste classifications for specific radioactivity concentrations for LLW and ILW classes do not correspond to IAEA values, particularly for transuranic wastes
- (~10^{-7} Ci/g or 3.7 10^{3} Bq/g)

- The RF draft documents lack explicit limits for the cumulative total of radionuclides in a LLW near-surface disposal facility, although specific activity content limits for solid waste forms are provided. This is likely good as site specific facility documents can contain cumulative limits.

RF Requirements & Regulations: GAN

Status

- **Existing**
- **Under development, or revisions**
- **Needs revision**

1,2 NP-016-2000: General Safety Regulations
1,3 NP-019-2000: Liquid Radioactive Wastes: Safety Requirements
1,3 NP-020-2000: Solid Radioactive Wastes: Safety Requirements
1,3 NP-021-2000: Gas Radioactive Wastes: Safety Requirements

2: "RD-17" Radioactive Waste Management General Provisions
2: "RD-25" Disposal of Radioactive Wastes: Principles Criteria and Basic Safety Requirements
2: "RD-26" Near Surface Disposal of Radioactive Wastes

GAN Examples Needing Review and Revision

NP-020-2000

- Section 4.8 Solid metal wastes shall be "sealed in a film"
- Section 5.3 Incineration for "flammable solid radwaste"
- Sections 5.5 & 5.6 metal radwastes shall….use cutting, milling or melting

NP-019-2000

- Section 7.6.3 Pu shall not exceed 0.03 grams/dm^3 in liquids going to vitrification
- Section 7.6.6 Heat content of glass waste <5 KW/m^3
- Section 8.10 Coatings shall be used on container surfaces

These are too prescriptive or detailed!
The designer and site operator should decide and select such details!

GAN/FSAN Draft Documents of Current Interest

RD-17 (March 24, 2003) Radioactive Waste Management Safety: General Provisions (IBREA-draft).

RD-25 (March 24, 2003) Disposal of Radioactive Waste: Principles, Criteria and Basic Safety Requirements.

- 10 µSv/yr (0.01mSv/y) and 5.0 x 10^5/yr individual risk (p.6)

Annex1:Permissible Disposal Contents	
Alpha emitters $t_{1/2}$ >5yrs	$1x10^{-7}$Ci/g
Pu^{241}	$3.5x10^{-6}$Ci/g
Cm^{242}	$2.0x10^{-5}$Ci/g

← **No activity limits!**

RD-26 (May 28, 2003) Near-Surface Disposal of Radioactive Waste: Safety Requirements (IBRAE-draft).

- 10 µSv/yr (0.01mSv/y) dose limit (p.7)

NP-020-2000 (September 27, 2000) Collecting, Processing, Storing and Conditioning Solid Radioactive Waste: Safety Requirements.

NP-019-2000 (September 27, 2000) Collecting, Processing, Storing and Conditioning Liquid Radioactive Waste: Safety Requirements.

Текущие проекты документации ГАН/ФСАН

RD-17 (24 марта, 2003) Безопасность в обращении с радиоактивными отходами: Общие положения (IBREA- проект).
RD-25 (24 марта, 2003) Захоронение радиоактивных отходов: принципы, критерии и основные требования безопасности.

- 10 мкЗв/год (0.01мЗв/год) и 5.0 x 10^5/год риск на человека (стр.6)

Приложение 1: Допускаемое содержание в отходах		
Источники альфа	$t_{1/2}$ >5yrs	$1x10^{-7}$Ci/g
Pu^{241}		$3.5x10^{-6}$Ci/g
Cm^{242}		$2.0x10^{-5}$Ci/g

Пределов активности нет!

RD-26 (28 мая, 2003) Приповерхностное захоронение РАО: Требования безопасности (IBREA- проект).

- 10 мкЗв/год (0.01мЗв/год) предел принятой дозы (стр. 7).

NP-020-2000 (27 сентября, 2000) Сбор, переработка, хранение и кондиционирование.
Твердые РАО: Требования безопасности.
NP-019-2000 (27 сентября, 2000) Сбор, переработка, хранение и кондиционирование.
Жидкие РАО: Требования безопасности.

IAEA Documents of Current Interest

IAEA-WS-R-1 (1999) Near Surface Disposal of Radioactive Waste: Requirements, IAEA Safety Standards Series

1. 1 mSv/y (1000µSv/yr) dose limit (p.4)
2. Authorized limits shall be established, as necessary, on radionuclide inventories and/or concentrations in the individual packages and in the repository as a whole (p.11)

IAEA-TEC-DOC-1380 (December 2003) Derivation of Activity Limits For the Disposal of Radioactive Waste in Near Surface Disposal Facilities

1. Total radionuclide activity limits (Bq's)
2. Radionuclide concentration limits (Bq/Kg of waste)
3. Uses iterative performance assessment modeling for compliance with performance objectives

Текущая Документация МАГАТЭ

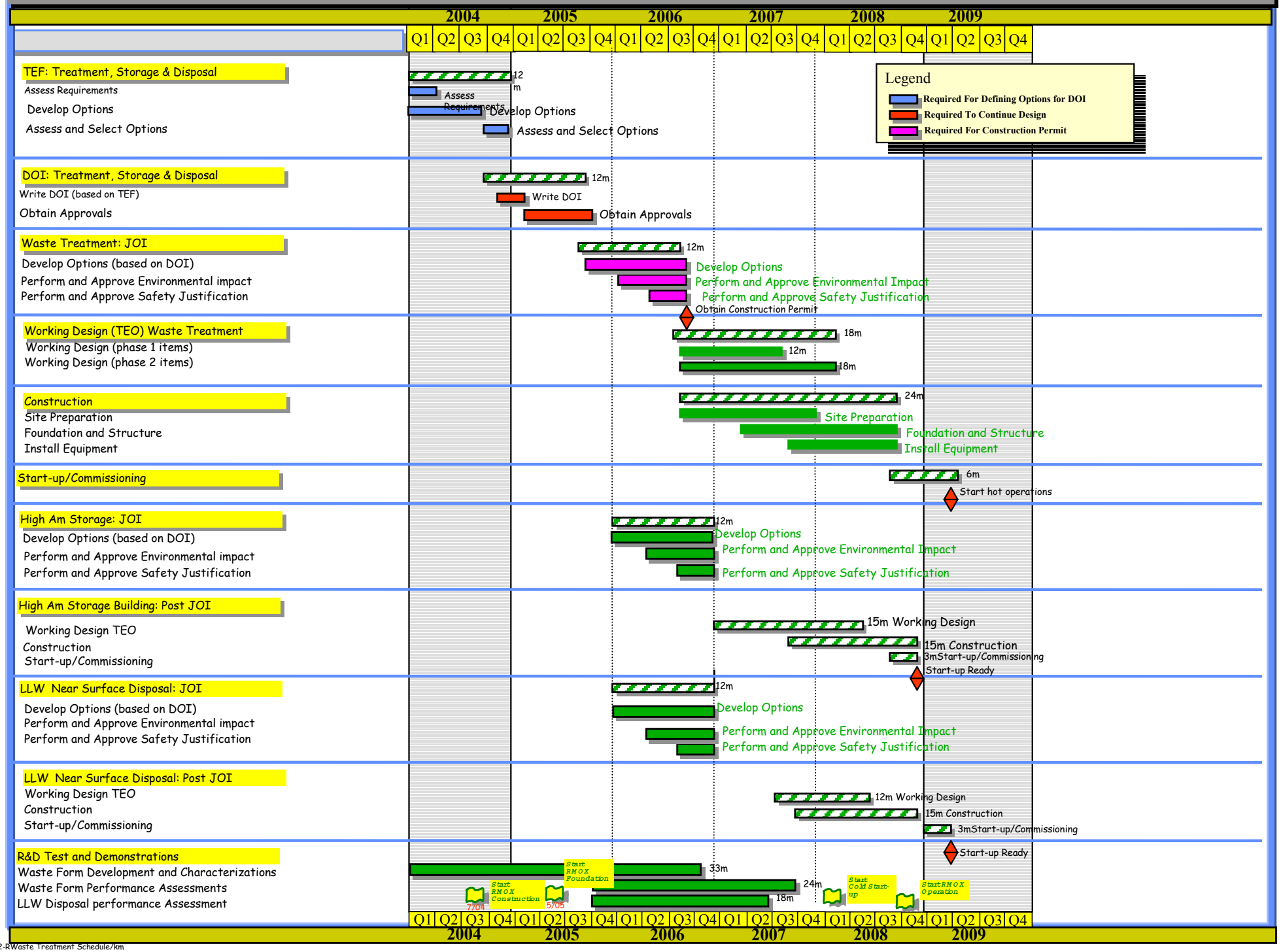
IAEA-WS-R-1 (1999) Захоронение радиоактивных отходов в приповерхностных могильниках:
Требования по нормам безопасности МАГАТЭ

1. 1 мЗв/год (1000 ? ?Зв/год) предел принятой дозы (стр. 4)
2. Дозволенные пределы определяются, по мере необходимости, на основе инвентаря радионуклидов и/или концентрации их, как в отдельных упаковках, так и суммарно в могильнике (стр. 11).

IAEA-TEC-DOC-1380 (Декабрь 2003) Получение пределов активности для захоронения радиоактивных отходов в приповерхностных могильниках

1. Общие пределы активности радионуклидов (Бк)
2. Пределы концентрации радионуклидов (Bq/кг отходов)
3. Применение итеративного моделирования оценки эффективности для удовлетворения целевых функций.

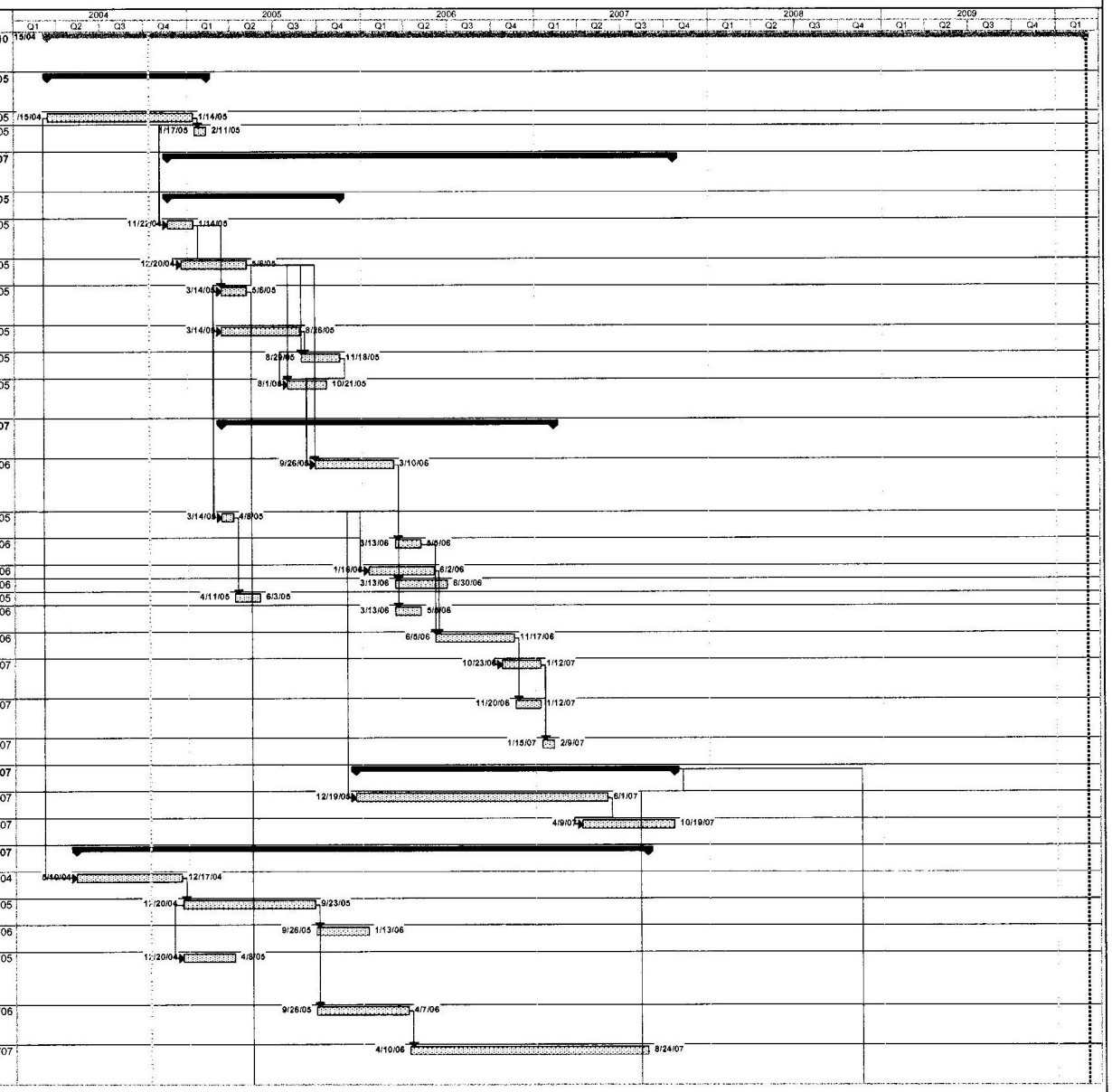
~:~ RUSSIAN MFFF WASTE TREATMENT, STORAGE AND DISPOSAL DESIGN SUMMARY SCHEDULE ~:~



LJJ03144r2-RWaste Treatment Schedule/km

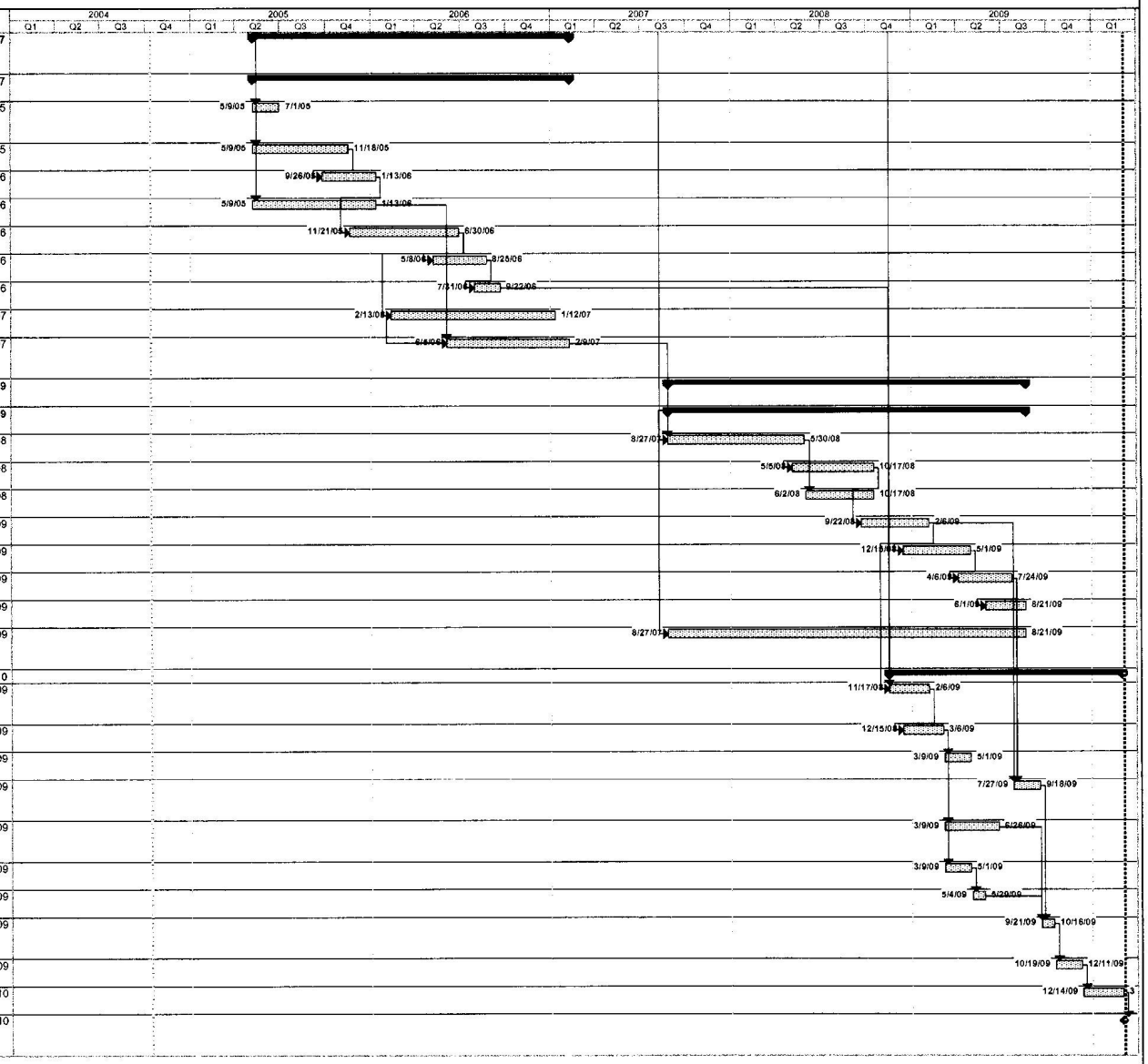
Schedule for planning & design activities, coordination and approval procedures for projects and construction plans, and the startup of operations of the reprocessing facility for the RAW from the MFFF-R plant at the SChP

Название задачи	Срок	Start	Finish
Build a RAW reprocessing plant and storage facility	**78 mo**	**Mon 3/15/04**	**Fri 3/5/10**
Engineering Cost Study (ECS) to select RAW reprocessing method	**12 mo**	**Mon 3/15/04**	**Fri 2/11/05**
ECS development	11 mo	Mon 3/15/04	Fri 1/14/05
ECS coordination and approval	1 mo	Mon 1/17/05	Fri 2/11/05
Design documentation development & coordination	**38 mo**	**Mon 11/22/04**	**Fri 10/19/07**
Preparation of Justification of Investment (JOI)	**13 mo**	**Mon 11/22/04**	**Fri 11/18/05**
Refining the initial data from scientific organizations	2 mo	Mon 11/22/04	Fri 1/14/05
Generating the JOI	5 mo	Mon 12/20/04	Fri 5/6/05
Initial specifications for non-standardized equipment	2 mo	Mon 3/14/05	Fri 5/6/05
Environmental Impact Report (EIR)	6 mo	Mon 3/14/05	Fri 8/26/05
JOI Coordination and approval	3 mo	Mon 8/29/05	Fri 11/18/05
Open hearings on results of JOI work	3 mo	Mon 8/1/05	Fri 10/21/05
Development of Technical-Economic Justification (TEJ)	**25 mo**	**Mon 3/14/05**	**Fri 2/9/07**
Development of Technological and General-Construction Sections and of a	6 mo	Mon 9/26/05	Fri 3/10/06
Development of Work Statements for Civil Defense (CD) and Emergency S	1 mo	Mon 3/14/05	Fri 4/8/05
Environmental Protection Section	2 mo	Mon 3/13/06	Fri 5/5/06
Development of Preliminary Safety Justification Report (PSJR)	5 mo	Mon 1/16/06	Fri 6/2/06
Physical Security System (PSS) Project	4 mo	Mon 3/13/06	Fri 6/30/06
CD and ES Sections	2 mo	Mon 4/11/05	Fri 6/3/05
Section on Construction Management Project (CMP)	2 mo	Mon 3/13/06	Fri 5/5/06
Obtaining consensus on the TEJ	6 mo	Mon 6/5/06	Fri 11/17/06
Adding corrections to the TEJ as per comments from oversight agencies	3 mo	Mon 10/23/06	Fri 1/12/07
Adding corrections to the PSS as per comments from expert commission	2 mo	Mon 11/20/06	Fri 1/12/07
Approval of the TEJ	1 mo	Mon 1/15/07	Fri 2/9/07
Working documents	**24 mo**	**Mon 12/19/05**	**Fri 10/19/07**
Working Drawings	19 mo	Mon 12/19/05	Fri 6/1/07
Specifications	7 mo	Mon 4/9/07	Fri 10/19/07
R&D Work	**43 mo**	**Mon 5/10/04**	**Fri 8/24/07**
Matrix composition studies for HRAW	8 mo	Mon 5/10/04	Fri 12/17/04
Solidification process studies for HRAW and MRAW	10 mo	Mon 12/20/04	Fri 9/23/05
Recommended modifications to imported equipment	4 mo	Mon 9/26/05	Fri 1/13/06
Recommendations for design of non-standardized equipment (NSE)	4 mo	Mon 12/20/04	Fri 4/8/05
Laboratory and test-stand tests of equipment for melting of HRAW	7 mo	Mon 9/26/05	Fri 4/7/06
Scientific support in design and development of Design Documents (DD)	18 mo	Mon 4/10/06	Fri 8/24/07



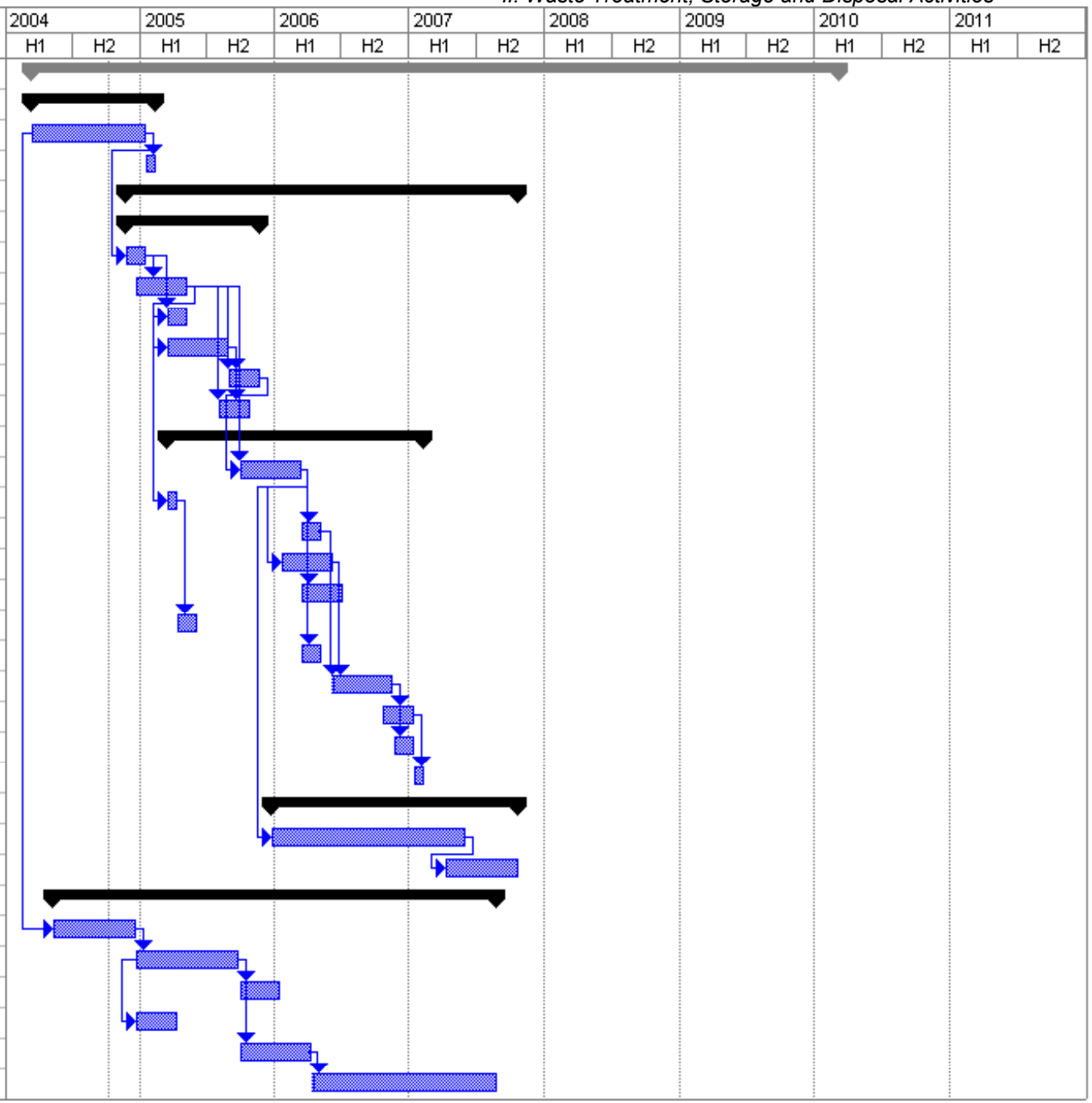
Schedule for planning & design activities, coordination and approval procedures for projects and construction plans, and the startup of operations of the reprocessing facility for the RAW from the MFFF-R plant at the SChP

Название задачи	Срок	Start	Finish
Experimental-design work and manufacture of equipment	**23 mo**	**Mon 5/9/05**	**Fri 2/9/07**
Development and coordination of DD	**23 mo**	**Mon 5/9/05**	**Fri 2/9/07**
Development of a Quality-Assurance Project for Construction QAP(C)	2 mo	Mon 5/9/05	Fri 7/1/05
Develop plans for equipment	7 mo	Mon 5/9/05	Fri 11/18/05
Coordination of projects	4 mo	Mon 9/26/05	Fri 1/13/06
Licensing of imported equipment	9 mo	Mon 5/9/05	Fri 1/13/06
Development of working drawings for NSE	8 mo	Mon 11/21/05	Fri 6/30/06
Coordination of working drawings for NSE	4 mo	Mon 5/8/06	Fri 8/25/06
Preparation of passports and instructions	2 mo	Mon 7/31/06	Fri 9/22/06
Manufacturing of the equipment (NSE)	12 mo	Mon 2/13/06	Fri 1/12/07
Delivery of equipment to buyer's warehouses and completion of acceptanc	9 mo	Mon 6/5/06	Fri 2/9/07
Building of facility and installation of equipment	**26 mo**	**Mon 8/27/07**	**Fri 8/21/09**
Structural and installation work	**26 mo**	**Mon 8/27/07**	**Fri 8/21/09**
Construction work	10 mo	Mon 8/27/07	Fri 5/30/08
Special construction work	6 mo	Mon 5/5/08	Fri 10/17/08
Installation of metal structures	5 mo	Mon 6/2/08	Fri 10/17/08
Installation of process equipment	5 mo	Mon 9/22/08	Fri 2/6/09
Installation of auxiliary equipment: heating/cooling, ventilation, water, electr	5 mo	Mon 12/15/08	Fri 5/1/09
Installation of control & measurement instrumentation and automated proc	4 mo	Mon 4/6/09	Fri 7/24/09
Installation of radiation safety systems and security systems	3 mo	Mon 6/1/09	Fri 8/21/09
Construction and installation of equipment - under supervision of the desig	26 mo	Mon 8/27/07	Fri 8/21/09
Start of operations	**17 mo**	**Mon 11/17/08**	**Fri 3/5/10**
Development of process rules	3 mo	Mon 11/17/08	Fri 2/6/09
Development of operating instructions	3 mo	Mon 12/15/08	Fri 3/6/09
Developing programs for unit-by-unit testing	2 mo	Mon 3/9/09	Fri 5/1/09
Conducting unit-by-unit tests at the facility with documentation	2 mo	Mon 7/27/09	Fri 9/18/09
Development of program for comprehensive testing of the facility	4 mo	Mon 3/9/09	Fri 6/26/09
Develop program for personnel training	2 mo	Mon 3/9/09	Fri 5/1/09
Conduct personnel training	1 mo	Mon 5/4/09	Fri 5/29/09
Performing comprehensive test of the facility and documenting them	1 mo	Mon 9/21/09	Fri 10/16/09
Develop operating instructions for operating stations	2 mo	Mon 10/19/09	Fri 12/11/09
Receipt of license for operation	3 mo	Mon 12/14/09	Fri 3/5/10
Start of test and experimental operation	0 mo	Fri 3/5/10	Fri 3/5/10

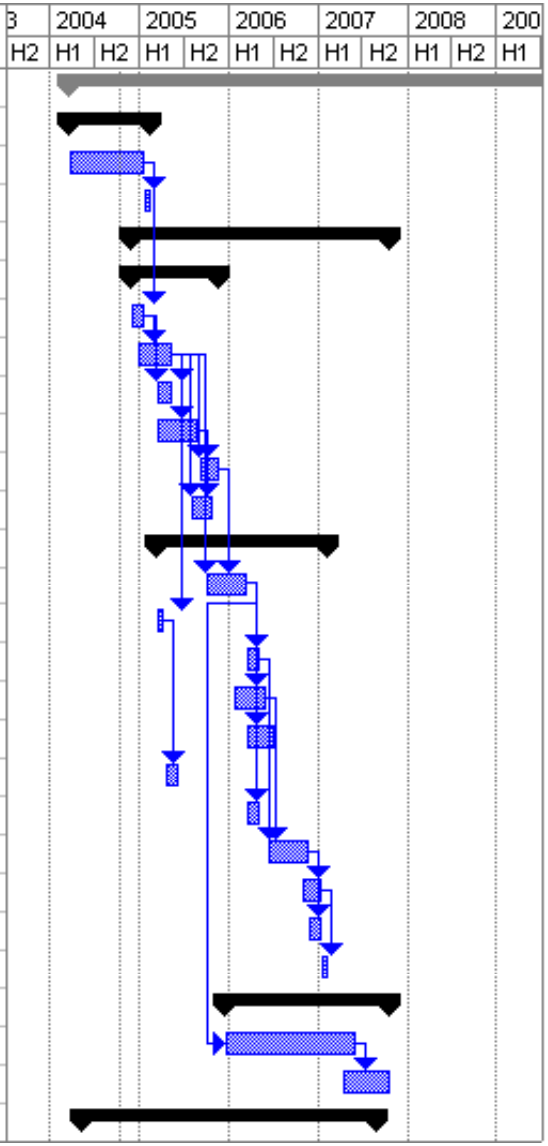


Стр. 2

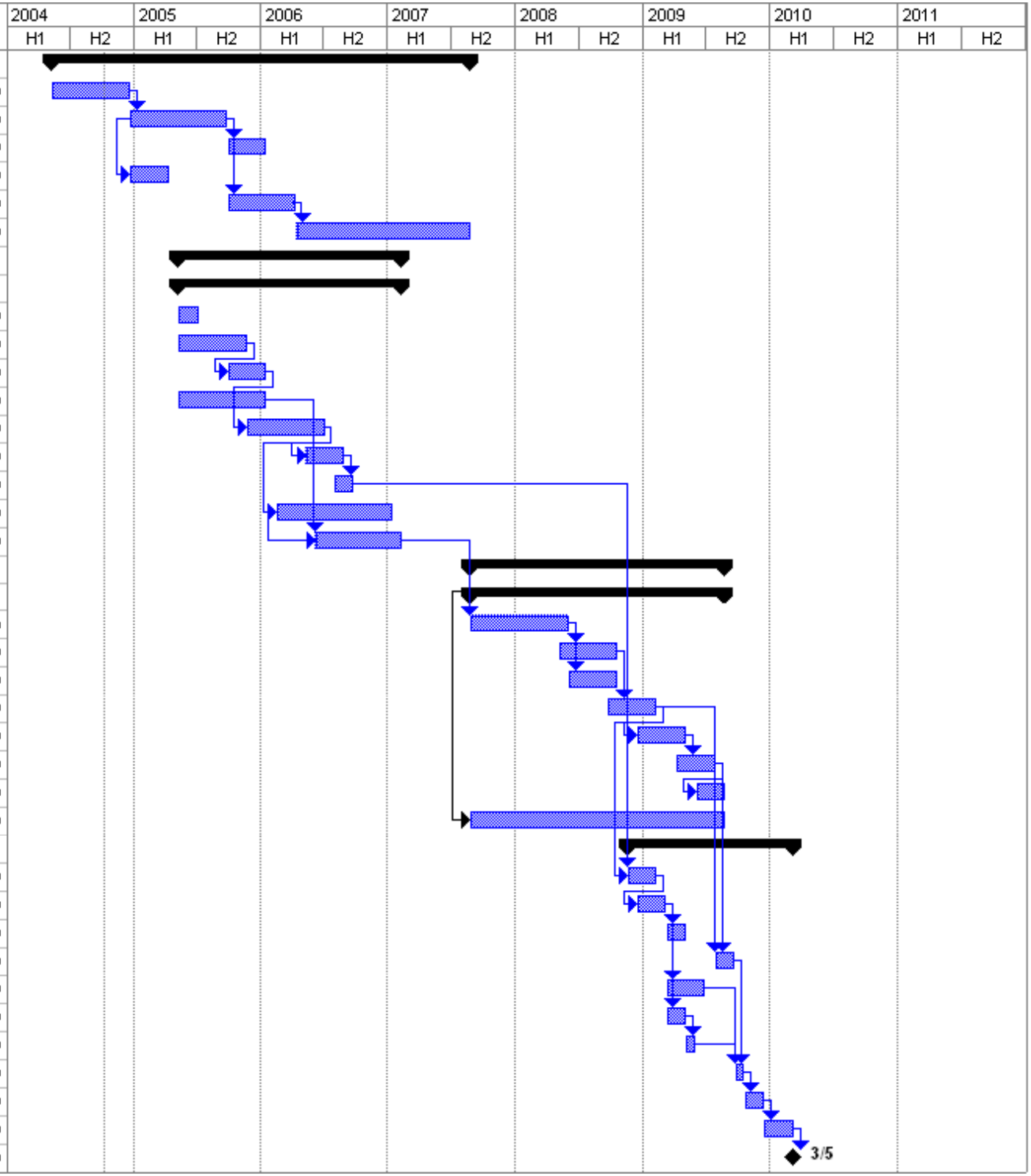
ID	Task Name	Duration
0	**Build a RAW reprocess**	**78 mo**
1	**Engineering Cost Stuc**	**12 mo**
2	ECS development	11 mo
3	ECS coordination an	1 mo
4	**Design documentatior**	**38 mo**
5	**Preparation of Jus**	**13 mo**
6	Refining the initi	2 mo
7	Generating the	5 mo
8	Initial specificati	2 mo
9	Environmental Ir	6 mo
10	JOI Coordinatior	3 mo
11	Open hearings	3 mo
12	**Development of T**	**25 mo**
13	Development of	6 mo
14	Development of	1 mo
15	Environmental F	2 mo
16	Development of	5 mo
17	Physical Securi	4 mo
18	CD and ES Sect	2 mo
19	Section on Con:	2 mo
20	Obtaining conse	6 mo
21	Adding correcti	3 mo
22	Adding correcti	2 mo
23	Approval of the	1 mo
24	**Working documer**	**24 mo**
25	Working Drawir	19 mo
26	Specifications	7 mo
27	**R&D Work**	**43 mo**
28	Matrix composition s	8 mo
29	Solidification proces	10 mo
30	Recommended modi	4 mo
31	Recommendations fc	4 mo
32	Laboratory and test-	7 mo
33	Scientific support in	18 mo



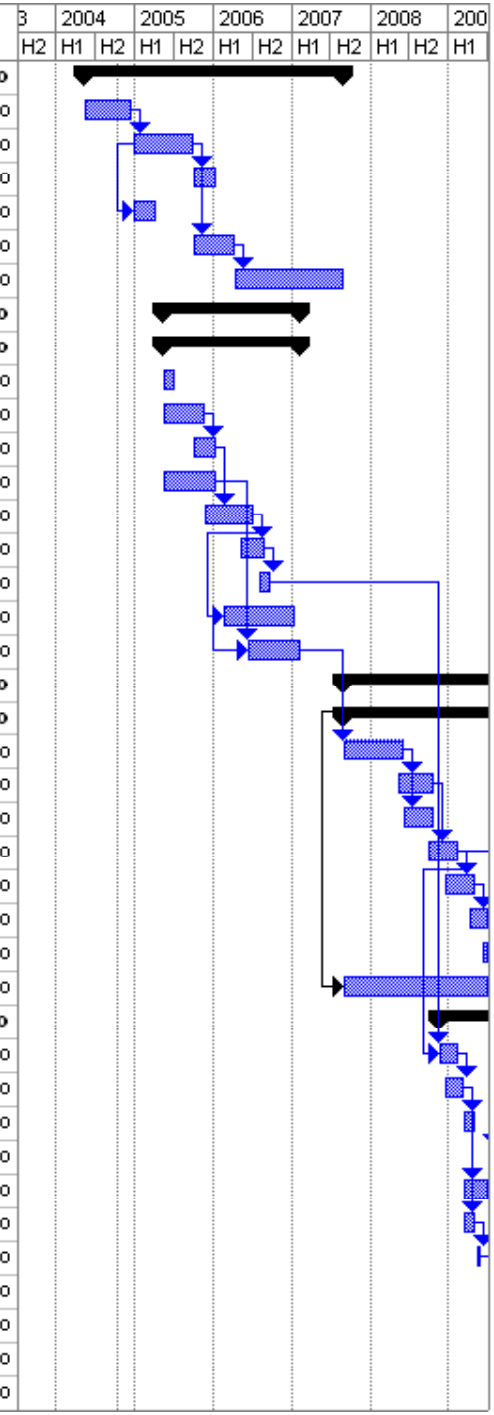
ID		Task Name	Duration
0		**Build a RAW reprocessing plant and storage facility**	**78 mo**
1		**Engineering Cost Study (ECS) to select RAW reprocessing method**	**12 mo**
2		ECS development	11 mo
3		ECS coordination and approval	1 mo
4		**Design documentation development & coordination**	**38 mo**
5		**Preparation of Justification of Investment (JOI)**	**13 mo**
6		Refining the initial data from scientific organizations	2 mo
7		Generating the JOI	5 mo
8		Initial specifications for non-standardized equipment	2 mo
9		Environmental Impact Report (EIR)	6 mo
10		JOI Coordination and approval	3 mo
11		Open hearings on results of JOI work	3 mo
12		**Development of Technical-Economic Justification (TEJ)**	**25 mo**
13		Development of Technological and General-Construction Sections and of a Quality-Assurance Pı	6 mo
14		Development of Work Statements for Civil Defense (CD) and Emergency Services (ES)	1 mo
15		Environmental Protection Section	2 mo
16		Development of Preliminary Safety Justification Report (PSJR)	5 mo
17		Physical Security System (PSS) Project	4 mo
18		CD and ES Sections	2 mo
19		Section on Construction Management Project (CMP)	2 mo
20		Obtaining consensus on the TEJ	6 mo
21		Adding corrections to the TEJ as per comments from oversight agencies	3 mo
22		Adding corrections to the PSS as per comments from expert commission	2 mo
23		Approval of the TEJ	1 mo
24		**Working documents**	**24 mo**
25		Working Drawings	19 mo
26		Specifications	7 mo
27		**R&D Work**	**43 mo**



ID		Task Name	Duration
27		**R&D Work**	**43 mo**
28		Matrix composition s	8 mo
29		Solidification proces	10 mo
30		Recommended modi	4 mo
31		Recommendations f	4 mo
32		Laboratory and test-	7 mo
33		Scientific support in	18 mo
34		**Experimental-design**	**23 mo**
35		**Development and**	**23 mo**
36		Development of	2 mo
37		Develop plans f	7 mo
38		Coordination of	4 mo
39		Licensing of im	9 mo
40		Development of	8 mo
41		Coordination of	4 mo
42		Preparation of	2 mo
43		Manufacturing	12 mo
44		Delivery of equi	9 mo
45		**Building of facility and**	**26 mo**
46		**Structural and ins**	**26 mo**
47		Construction w	10 mo
48		Special constru	6 mo
49		Installation of m	5 mo
50		Installation of pr	5 mo
51		Installation of a	5 mo
52		Installation of c	4 mo
53		Installation of r	3 mo
54		Construction and ins	26 mo
55		**Start of operations**	**17 mo**
56		Development of proc	3 mo
57		Development of ope	3 mo
58		Developing program	2 mo
59		Conducting unit-by-	2 mo
60		Development of prog	4 mo
61		Develop program for	2 mo
62		Conduct personnel t	1 mo
63		Performing compreh	1 mo
64		Develop operating in	2 mo
65		Receipt of license fc	3 mo
66		Start of test and exp	0 mo



ID		Task Name	Duration
27		**R&D Work**	**43 mo**
28		Matrix composition studies for HRAW	8 mo
29		Solidification process studies for HRAW and MRAW	10 mo
30		Recommended modifications to imported equipment	4 mo
31		Recommendations for design of non-standardized equipment (NSE)	4 mo
32		Laboratory and test-stand tests of equipment for melting of HRAW	7 mo
33		Scientific support in design and development of Design Documents (DD)	18 mo
34		**Experimental-design work and manufacture of equipment**	**23 mo**
35		**Development and coordination of DD**	**23 mo**
36		Development of a Quality-Assurance Project for Construction QAP(C)	2 mo
37		Develop plans for equipment	7 mo
38		Coordination of projects	4 mo
39		Licensing of imported equipment	9 mo
40		Development of working drawings for NSE	8 mo
41		Coordination of working drawings for NSE	4 mo
42		Preparation of passports and instructions	2 mo
43		Manufacturing of the equipment (NSE)	12 mo
44		Delivery of equipment to buyer's warehouses and completion of acceptance documentation	9 mo
45		**Building of facility and installation of equipment**	**26 mo**
46		**Structural and installation work**	**26 mo**
47		Construction work	10 mo
48		Special construction work	6 mo
49		Installation of metal structures	5 mo
50		Installation of process equipment	5 mo
51		Installation of auxiliary equipment: heating/cooling, ventilation, water, electrical, sewage	5 mo
52		Installation of control & measurement instrumentation and automated process-control systems (/	4 mo
53		Installation of radiation safety systems and security systems	3 mo
54		Construction and installation of equipment - under supervision of the designers	26 mo
55		**Start of operations**	**17 mo**
56		Development of process rules	3 mo
57		Development of operating instructions	3 mo
58		Developing programs for unit-by-unit testing	2 mo
59		Conducting unit-by-unit tests at the facility with documentation	2 mo
60		Development of program for comprehensive testing of the facility	4 mo
61		Develop program for personnel training	2 mo
62		Conduct personnel training	1 mo
63		Performing comprehensive test of the facility and documenting them	1 mo
64		Develop operating instructions for operating stations	2 mo
65		Receipt of license for operation	3 mo
66		Start of test and experimental operation	0 mo



Conclusions of Presentation

- The TEF work, issues and path forward are defined and understood.
- Observations on Russian Near Surface Disposal for Low Level Radioactive (LLW) Wastes
  - Russian waste classification system needs repair or revision for LLW and ILW from R-MFFF.
  - Proposed dose limit 10 μSv/yr for LLW disposal is *100 times smaller* than IAEA or others, and likely could never be complied with
  - Site specific performance assessment modeling is needed to establish acceptable radionuclides for disposal
  - Unique regulatory challenges exist for MOX fuel fabrication wastes because of long half life alpha emitters in low concentrations in LLW
- Schedule needs to be integrated into the main MOX fabrication building schedule (R-MFFF).

Федеральное государственное унитарное предприятие «Головной институт «Всероссийский научно-исследовательский и проектный институт комплексной энергетической технологии» (ВНИПИЭТ)

Технико-Экономические Исследования по вариантам обращения с РАО завода MFFF-R

(Техническое сообщение по результатам выполнения этапов 1 и 2)

Перечень выполненных работ по обращению с РАО от производства МОКС-топлива, выполненные в рамках контрактов с LLNL (США)

2001 г. ОБИН:

- «Иммобилизация плутонийсодержащих материалов на ФГУП «ГХК», включавшие в т.ч. и переработку РАО, образующихся при производстве МОКС-топлива.

2003 г. ТЭИ:

- «Иммобилизация оружейного плутония, содержащегося в материалах и отходах установок по производству МОКС-топлива в России» применительно к условиям размещения производства МОКС-топлива на ФГУП «ПО «Маяк».

На основании этих работ были рекомендованы для дальнейшего проектирования оптимальные варианты схем по обращению с РАО, образующихся при <u>производстве</u> МОКС-топлива.

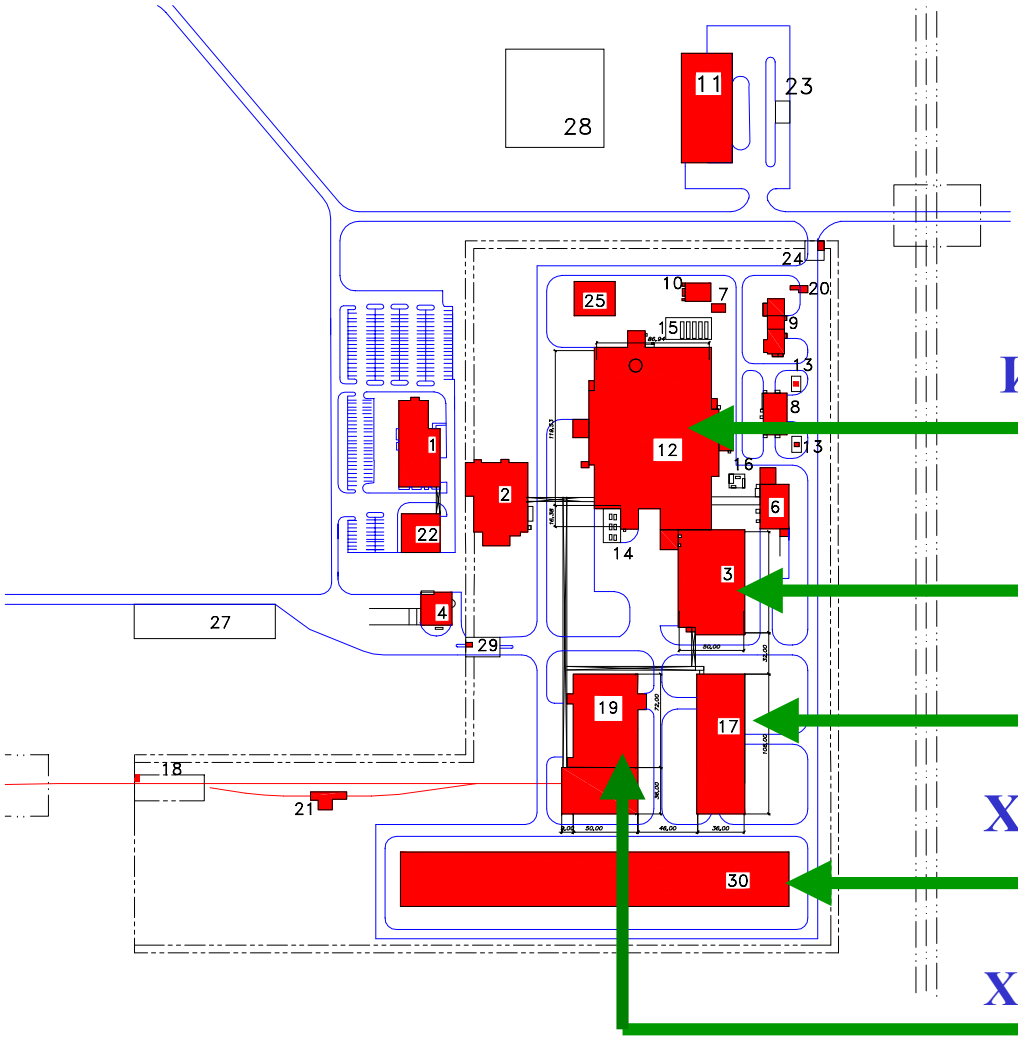
Общие данные по заводу MFFF-R

- ***Строительство завода намечается в Томской области, на территории ЗАТО г. Северск, на площадке "СХК“,***
- ***Территория завода MFFF-R занимает ~ 16 га,***
- ***Завод MFFF-R будет изготавливать ТВС с МОКС-топливом для российских и зарубежных реакторов типа ВВЭР-1000 и PWR,***
- ***Завод MFFF-R за время эксплуатации должен изготовить МОКС-ТВС с использованием 38 тонн исходного плутониевого сырья,***
- ***Годовая производительность составит около 90 т по (уран + плутоний) или примерно 180 МОКС – ТВС при суммарном потреблении утилизируемого плутония до 3.5 т в год,***

Основными технологическими процессами, которые будут реализованы на заводе MFFF-R, являются:

- ✓ **конверсия металлического плутония в диоксид;**
- ✓ **растворение оксидов плутония и получение плутония заданного изотопного состава;**
- ✓ **экстракционная очистка плутония;**
- ✓ **оксалатное осаждение плутония;**
- ✓ **производство МОКС-ТВС;**
- ✓ **хранение исходных материалов и готовой продукции (ТВС);**
- ✓ **переработка и хранение кондиционированных радиоактивных отходов.**

Размещение зданий комплекса переработки РАО на Генеральном плане завода MFFF-R



Изготовление МОКС-ТВС (зд. 12)

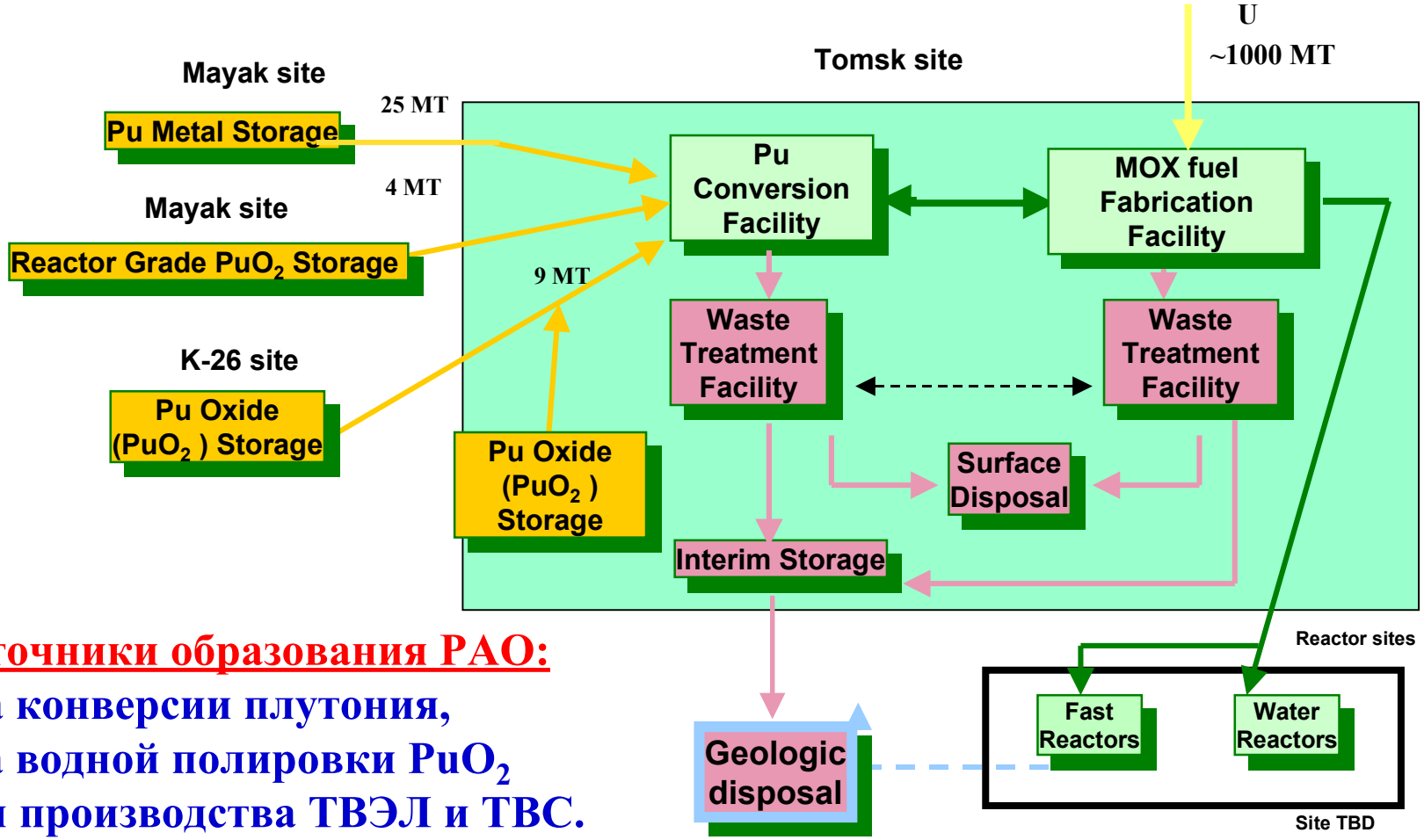
Конверсия (зд. 3)

Переработка РАО (зд. 17)

Хранение упаковок с РАО (зд. 30)

Хранение исх. материалов и готовых ТВС (зд. 19)

Источники образования РАО на заводе MFFF-R



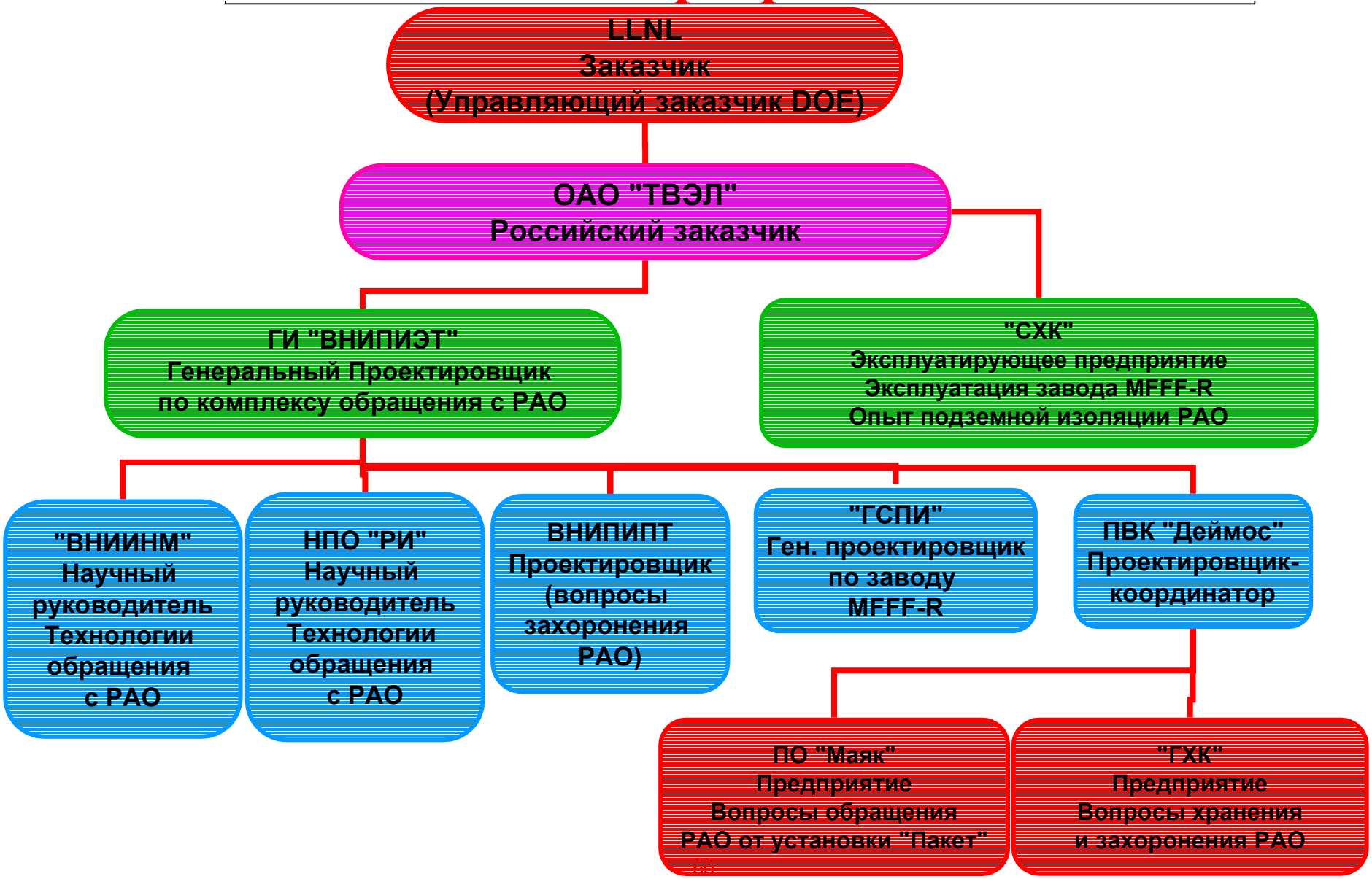
Основные источники образования РАО:

- Установка конверсии плутония,
- Установка водной полировки PuO_2
- Установки производства ТВЭЛ и ТВС.

Этапы выполнения работы

Разработка в ТЭИ вариантов технологических схем обращения с РАО и их анализ позволит выбрать вариант для его разработки на стадии ОБИН.

Участники разработки ТЭИ



Состояние разработки ТЭИ

В настоящее время выполнены следующие этапы ТЭИ:

Этап 1, Задача 1.1.

Были проработаны :

- описание работ, выполняемых участниками работы,
- предварительная номенклатура и характеристики РАО,
- разработка принципиальной схемы вариантов ТЭИ,
- разработка перечня исходных данных, необходимых для выполнения ТЭИ.

Этап 2, Задача 1.2.

Были проработаны:

- описание площадки для строительства завода MFFF-R,
- описание основных технологических операций и источников образования РАО завода MFFF-R,
- перечень и характеристики РАО завода MFFF-R,
- описание вариантов обращения с РАО.

Перечень и характеристика РАО

Установка конверсии *(по данным «ВНИИНМ»)* :

№	Наименование РАО	Количество, (кг/год)	Содержание плутония, (г/кг)	Удельная активность, (кБк/кг)
1	**ТРО:**			
1.1	Металлические отходы	3254,0	< 0,15	$< 10^5$
1.2	Твёрдые горючие отходы	1530,0	< 0,15	$< 10^5$
1.3	Фильтры ФПП Стекловолокно	69,0 36,0	<10,0	$< 10^5$
2	**ЖРО:**			
2.1	Am-содержащие ЖРО	около 140	Am - 0,16 г/л	$2{,}1\times10^7$
2.2	Отработанный экстрагент	11,0	Pu < 1мг/л	$1\div10^5$

Перечень и характеристика РАО

Установка водной полировки (по данным «ВНИИНМ»):

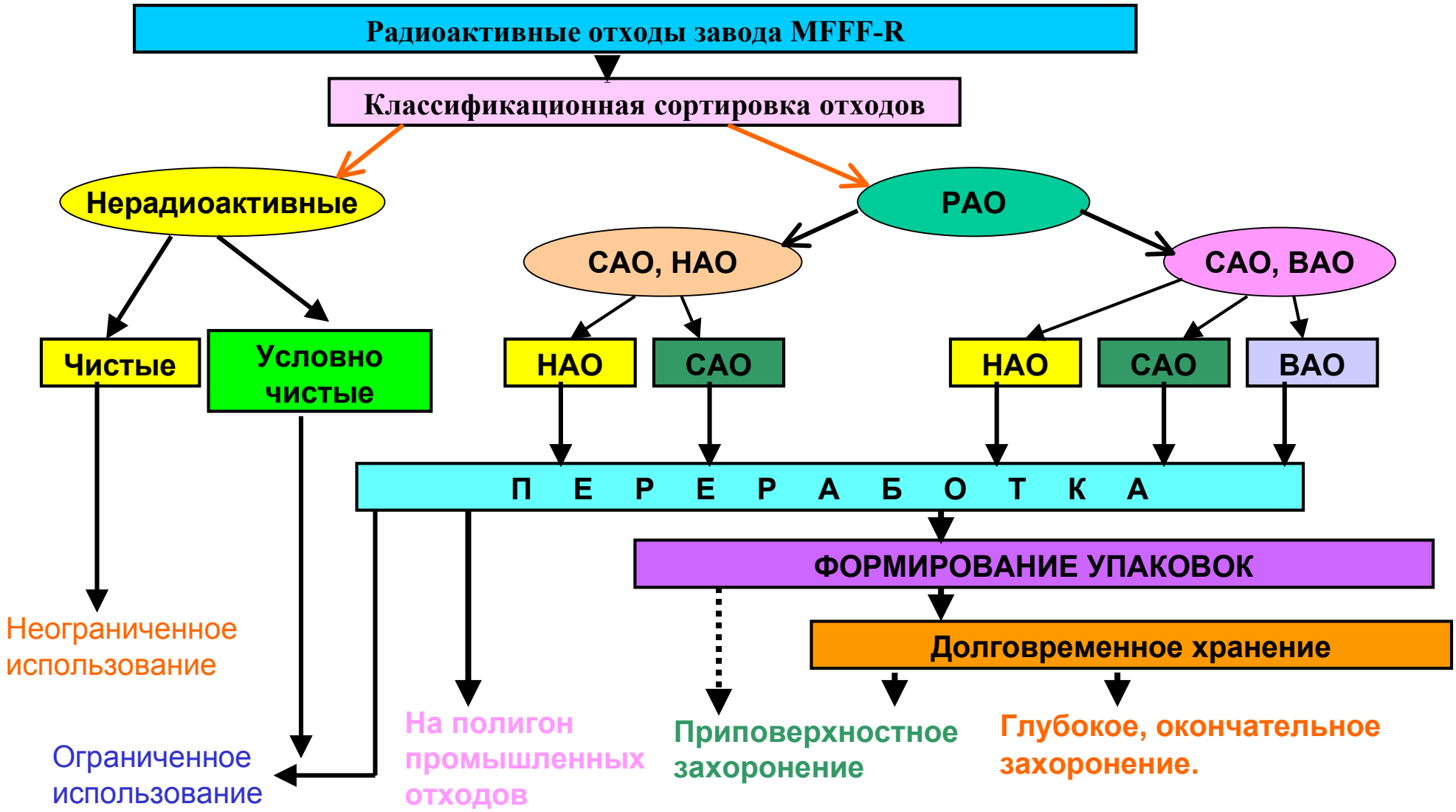
№	Наименование РАО	Количество, (м3/год)	Содержание плутония
1	Жидкие радиоактивные отходы	29,43	до 205 г/год
2	Отработанный экстрагент	8,1	< 1мг/л

Перечень и характеристика РАО

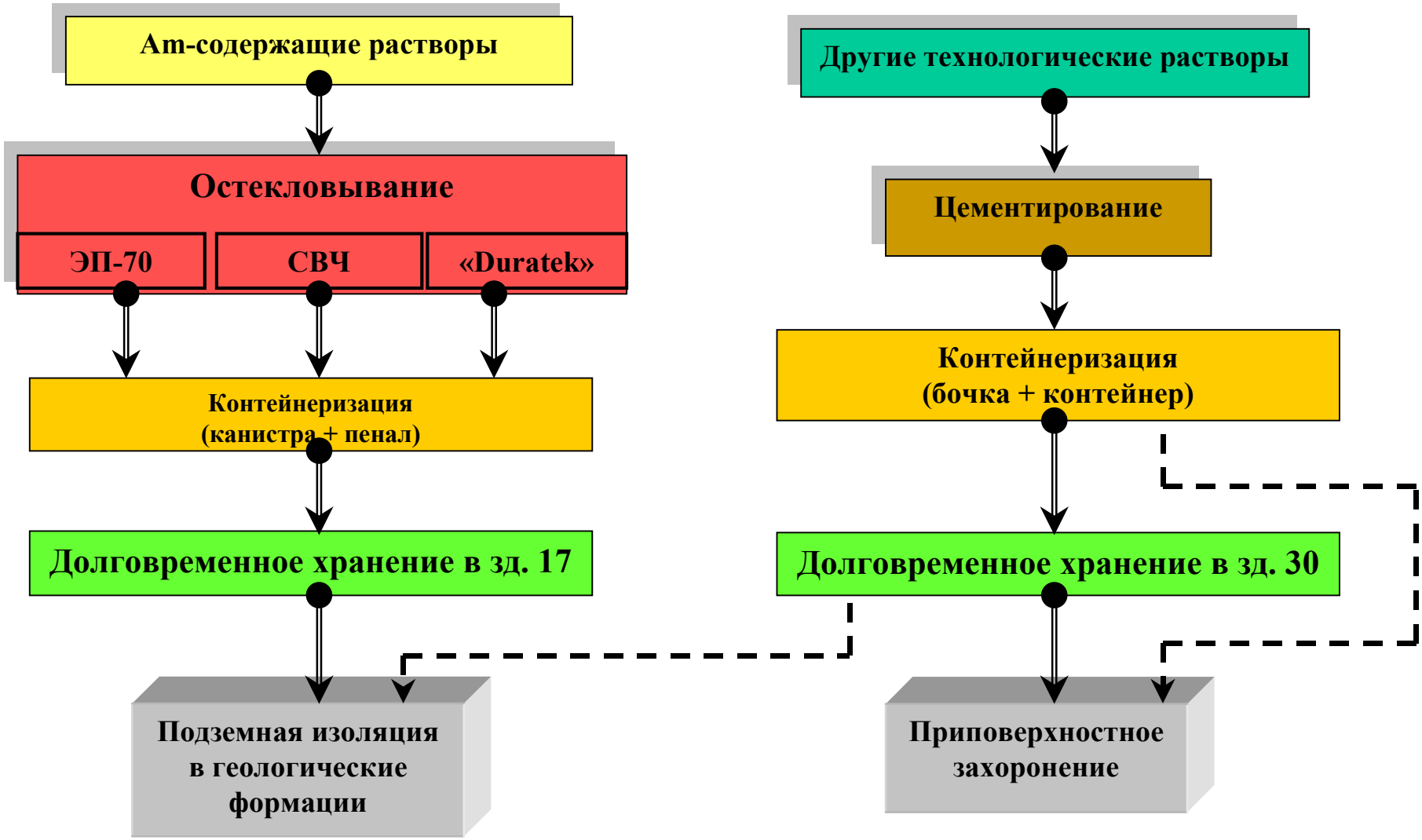
Установка изготовления ТВЭЛ и ТВС *(по данным «ГСПИ») :*

№	Наименование РАО	Количество, кг/год	Содержание плутония, г/кг	Удельная активность, кБк/кг
1	**ТРО:**			
1.1	Металлические РАО	5250	< 0,150	1 ÷ более 10^5
1.2	Неметаллические РАО	150	< 0,003	1 ÷ 10^5
1.3	Керамические РАО	130	< 0,150	< 10^5
1.4	«Мягкие» РАО	4600	< 0,150	< 10^5
2	**ЖРО:**			
2.1	Растворы от отмывки ТВС	10 $м^3$/год	< 1×10^{-10} Ки/л	< 10
2.2	Вакуумное масло	0,55 $м^3$/год	< 0,001	1 ÷ 10^5

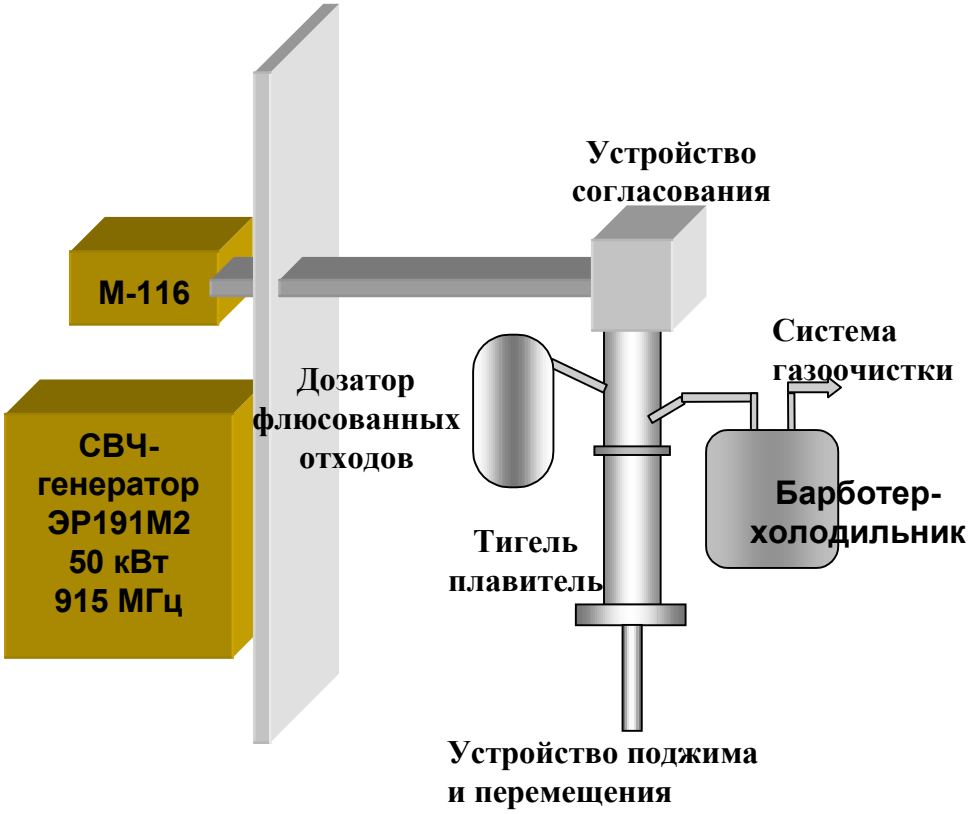
Концептуальная схема обращения с РАО завода MFFF-R



Технология обращения с ЖРО

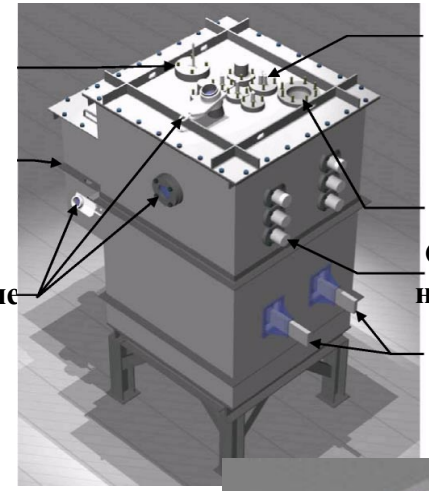


Оборудование обращения с высокоактивными ЖРО

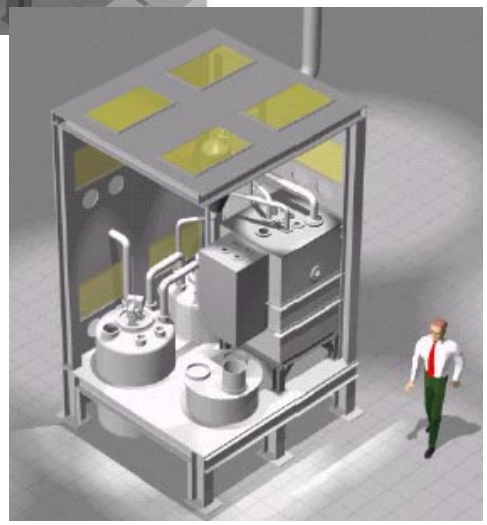


Установка СВЧ плавителя
Разработка НПО «РИ»

(А)

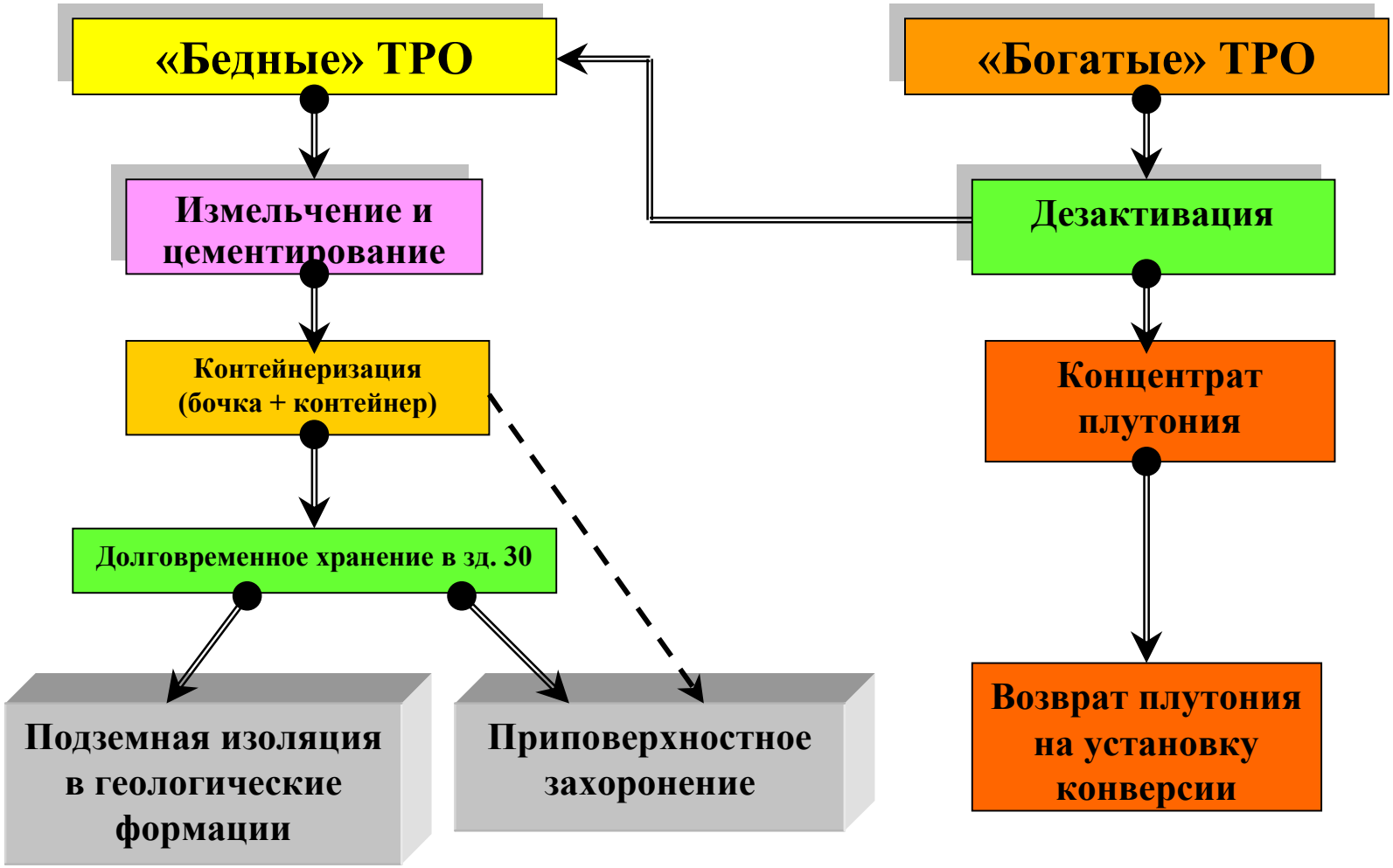


(Б)

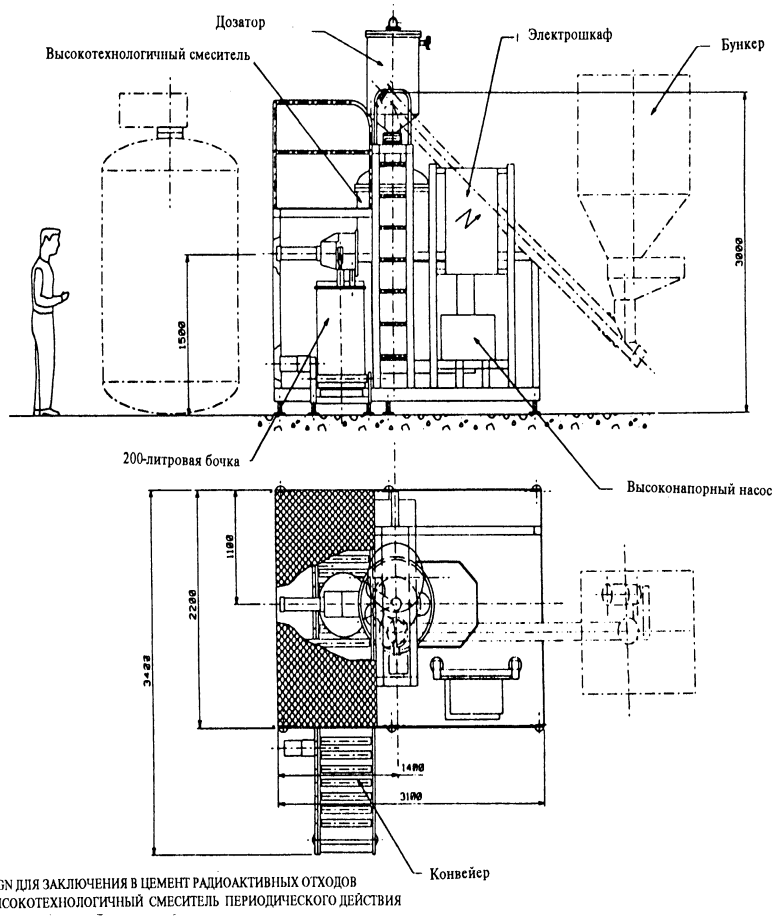


Установка фирмы «Duratek»
Внешний вид плавителя отдельно (А) и размещенного в боксе (Б)

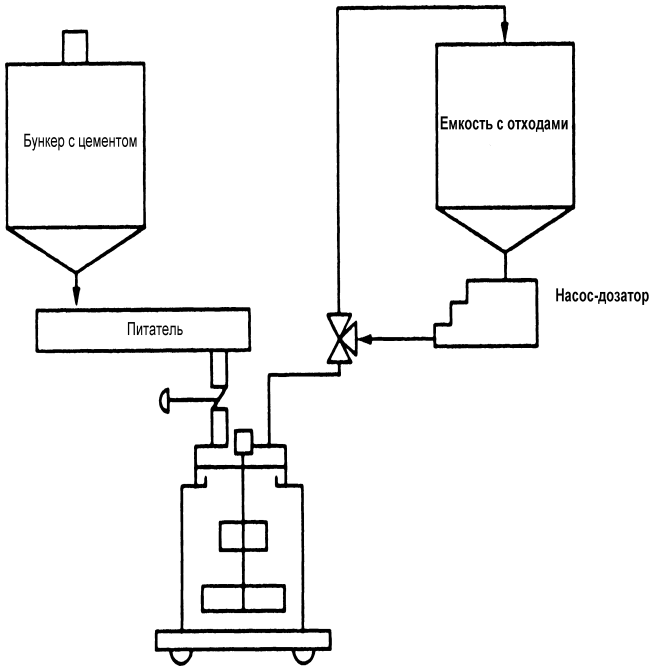
Технология обращения с ТРО



Оборудование дл обращения с ТРО и низкоактивными ЖРО

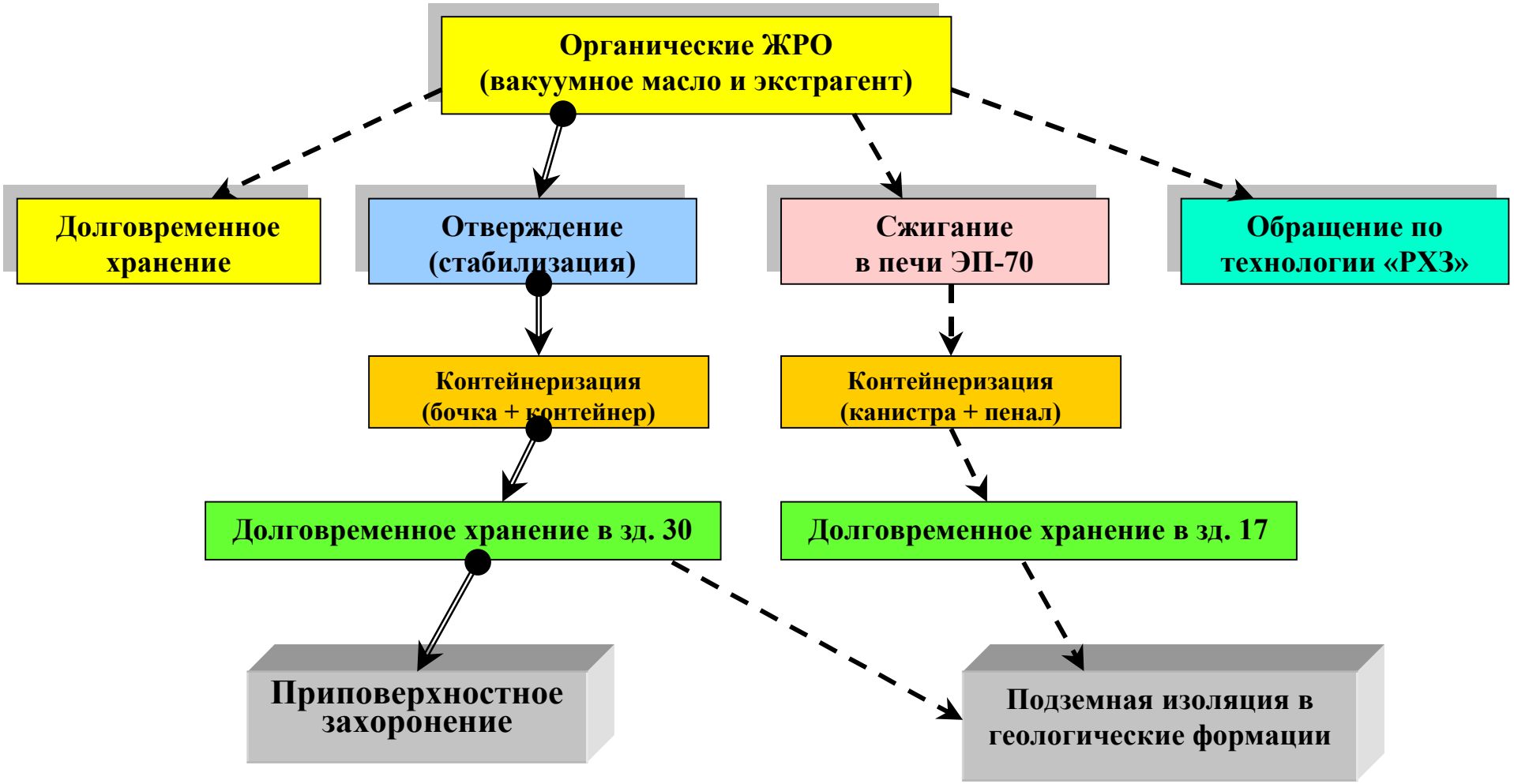


Цементирование фирмы «SGN»



Цементирование в контейнере с не удаляемой мешалкой

Технология обращения с органическими ЖРО



Предварительные итоги разработки ТЭИ

К настоящему времени в рамках выполнения этапов 1 и 2 в ТЭИ проработаны следующие вопросы:

- Определен перечень и характеристики РАО от установок конверсии и производства МОКС-топлива;
- Сформированы технические данные по действующей на «СХК» инфраструктуре обращения с РАО;
- От научных организаций и от «СХК» получены технологические решения по вариантам схем обращения с РАО;
- Разработана концептуальная схема обращения с РАО, учитывающая основные принципы окончательного захоронения кондиционированных РАО:
- Разработаны принципиальные схемы вариантов переработки РАО;
- Начат подбор установок и оборудования для переработки РАО;
- Намечены основные подходы к исследованию возможности организации приповерхностного захоронения РАО в составе завода MFFF-R.

Заключение

Для ускорения работ по созданию инфраструктуры обращения с РАО для завода MFFF-R одновременно с выполнением ТЭИ и в поддержку разработки ОБИН необходимо выполнить следующие работы:

- ***Определить единый тип упаковки для твердых РАО, которые будут поступать на переработку в зд. 17 из здания конверсии и здания изготовления топлива;***
- ***Начать разработку КД для оборотного контейнера доставляющего упаковки с РАО на переработку в зд.17 и упаковок для долговременного хранения и приповерхностного захоронения кондиционированных РАО;***
- ***Начать ряд работ в поддержку обоснования возможности осуществления приповерхностного захоронения РАО в составе завода:***
  - ***Подготовка специальной нормативной базы,***
  - ***Сертификация специальных программ для выполнения расчетов миграции радионуклидов с учетом геохимических реакций,***
  - ***Расчетное обоснование свойств матрицы для приповерхностного захоронения плутонийсодержащих РАО.***

Результаты исследований возможностей площадки ФГУП СХК для захоронения РАО низкого уровня активности от завода по производству МОКС-топлива

В. Н. Мещеряков, В. В. Лазарчук, А. Г. Крупи., Е.Н. Малый, А.А. Зубков, В.Г. Балахонов, В. С. Загуменнов

В соответствии с календарным планом по договору с ОАО "ТВЭЛ", №05-06/512 от 17.06.2004 г. по теме: "Участие в Технико-экономических исследованиях (ТЭИ) для определения схемы обращения с радиоактивными отходами от завода по производству МОКС-топлива и выполнение экспертизы результатов ТЭИ" на ФГУП "СХК" были выполнены следующие работы:

1. Подготовлены предложения по использованию инфраструктуры ФГУП "СХК" для обращения с РАО от установок конверсии и производства МОКС-топлива.
2. Выполнен анализ характеристик отходов от установок конверсии и производства МОКС-топлива с учетом производственного опыта ФГУП "СХК" по обращению с аналогичными РАО.
   Проведена подготовка перечня нормативных документов, регламентирующих обращение с РАО, анализируемых в рамках данной работы.
3. Сделан анализ вариантов схем обращения с РАО от установок конверсии и производства МОКС-топлива на ФГУП "СХК".

Кроме того, проводилось рассмотрение и согласование результатов ТЭИ, выполненного ФГУП "ГИ "ВНИПИЭТ".

В качестве исходных данных при проведении исследований использовались:

1. Доклад Б. Хеннесси. "Американский проект установки по производству МОКС-топлива: потоки твердых и жидких отходов". Москва, 9-11 июля 2003 г.
2. Данные по потокам отходов от установки MFFF, представленные DOE для использования в ТЭИ по выбору схемы обращения с РАО от Российского завода по производству МОКС-топлива. Вх.№ 1111/31 от 22.04.04.

Технико-экономические исследования, выполненные на ФГУП СХК, являются ***концептуальным вариантом*** подземного захоронения низкоактивных жидких РАО российского завода по производству МОКС-топлива. Концептуальность варианта обусловлена ограничениями по захоронению РАО в жидком виде для вновь строящихся предприятий в соответствии с "Гигиеническими требованиями к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СПП ПУАП-03)" (СанПиН 2.6.1.07-03).

В соответствии с ТЗ, по первому и этапу было сделано описание площадки для строительства МОКС-завода (местоположение СХК, климат, геолого-гидрогеологические данные, гидросеть района и др.), проанализирована система обращения с РАО на ФГУП "СХК" применительно к РАО от установок конверсии и производства МОКС-топлива с точки зрения нормативных документов и сложившейся практики обращения с РАО на ФГУП “СХК” и даны предложения по использованию инфраструктуры ФГУП "СХК" для обращения с данными типами РАО.

Из анализа системы обращения с РАО на ФГУП "СХК" следует, на СХК сложилась система обращения с РАО, обеспечивающая достаточно высокую безопасность промплощадки и региона. Вместе с тем, в связи с вводом на территории Российской Федерации в действие ряда нормативных документов, существующая на СХК система обращения с РАО не в полной мере соответствует нормативным требованиям, предъявляемым к ***проектированию новых установок*** и, соответственно, может рассматриваться для хранения и захоронения отходов завода по производству МОХ-топлива с большими ограничениями.

Хранилища твердых радиоактивных отходов (ХТРО), загрязненных преимущественно плутонием, размещены на площадке 16. В соответствии с нормативными требования они относятся к приповерхностным хранилищам. По оценке, выполненной исходя из существующих темпов заполнения хранилищ, расположенных на пл.16, свободные объемы ХТРО НАО будут заполнены в течение 15 лет, что не позволяет рассматривать их как перспективные для задач завода по производству МОХ-топлива.

Анализ состава ЖРО низкого уровня активности завода по производству МОХ-топлива показал, что с точки зрения технологии и производительности существующей схемы захоронения, данные типы отходов наиболее органично вписываются в существующую схему подготовки и захоронения аналогичных ЖРО Радиохимического завода. Для данных типов ЖРО были разработаны принципиальные и аппаратурно-технологические схемы подготовки и захоронения ЖРО низкого уровня активности (НАО) с использованием инфраструктуры ФГУП “СХК” и с учетом его производственного опыта (Рис. 1).

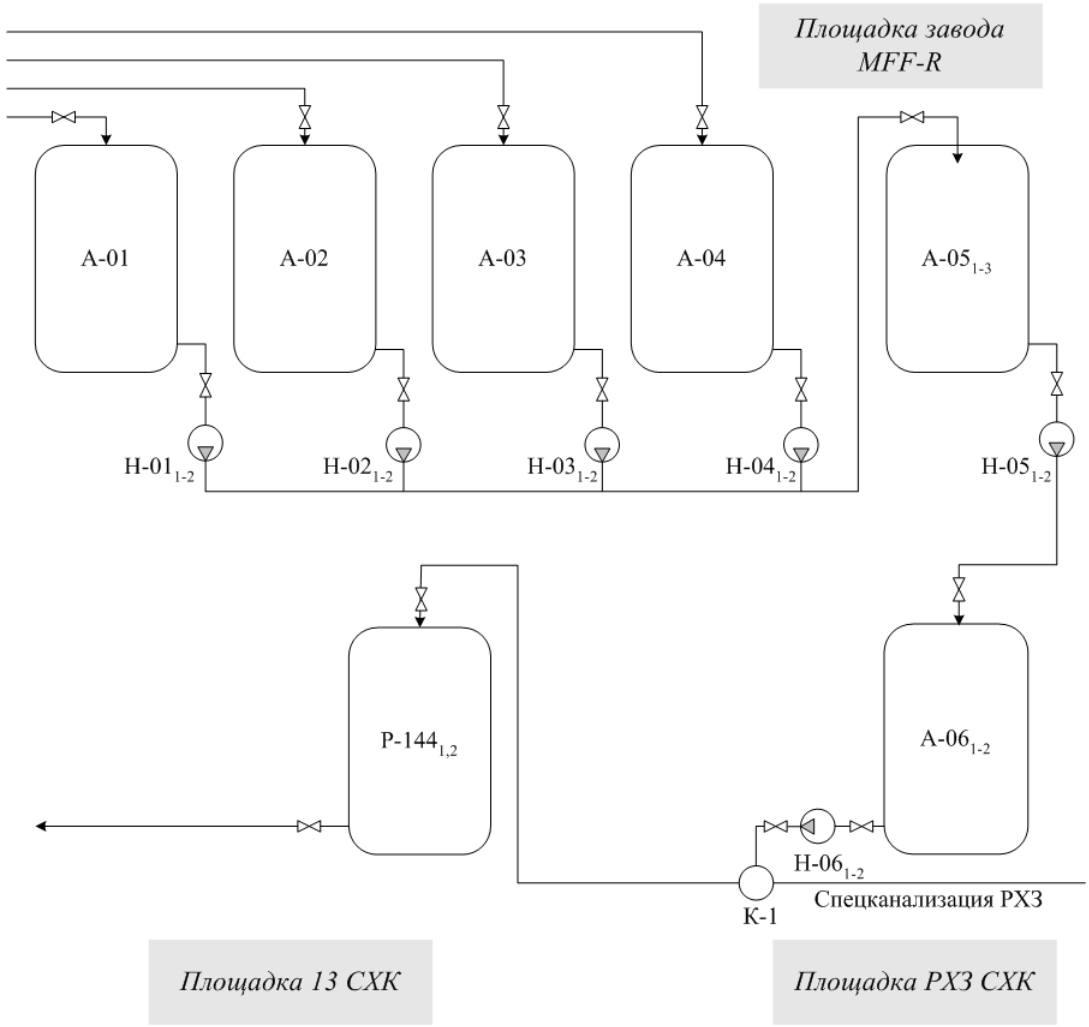


Рис. 1. Аппаратурно-технологическая схема подготовки и захоронения ЖРО низкого уровня активности от производства МОКС-топлива.

Аппаратурно-технологическая схема подготовки и захоронения НАО включает:

аппараты А-01 - А-04 предназначенные для сбора различных типов НАО;

аппараты А-05 (3 шт.) предназначенные для усреднения и отстоя НАО (данные типы аппаратов запланированы в американском проекте, согласно блок-схеме водно-экстракционной очистки, представленной в докладе Б.Хеннеси);

аппараты А06 (2 шт.) предназначенные для приема, контроля, дополнительного отстоя и передачи растворов НАО на площадку 13 по имеющимся технологическим линиям для подготовки и захоронения.

Для данного варианта подготовки и захоронения жидких НАО завода по производству МОКС-топлива была выполнена технико-экономическая оценка, которая показала, что капитальные затраты на сооружение линии слива от завода MFFFR до РХЗ составит около **11 млн. руб**., а стоимость **захоронения 1 м^3 жидких НАО 140 руб.**

Решение задачи *захоронения* ЖРО низкого уровня активности от завода по производству МОКС-топлива путем их направления на подземное захоронения по существующей схеме захоронения НАО ФУГП "СХК", позволило бы получить существенное снижения объема ТРО (за счет исключения вклада отвержденных ЖРО низкого уровня активности) завода по производству МОКС-топлива. Но для этого необходимо обоснованное решение о снятии ограничений по захоронению РАО низкого уровня активности в жидком виде для вновь строящегося Российского завода по производству МОКС-топлива на действующем полигоне ФУГП "СХК", установленное в "Гигиенических требованиях к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СПП ПУАП-03)" (Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы - СанПиН 2.6.1.07-03).

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ УНИТАРНОЕ ПРЕДПРИЯТИЕ

“СИБИРСКИЙ ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ”

Результаты исследований возможностей площадки ФГУП СХК для захоронения РАО низкого уровня активности от завода по производству МОКС-топлива.

В.Н. Мещеряков, В.В. Лазарчук, Крупин А.Г., Е.Н. Малый, А.А. Зубков, В.Г. Балахонов, Загуменнов В.С.

В соответствии с календарным планом по договору с ОАО "ТВЭЛ", №05-06/512 от 17.06.2004 г. по теме: "Участие в Технико-экономических исследованиях (ТЭИ) для определения схемы обращения с радиоактивными отходами от завода по производству МОКС-топлива и выполнение экспертизы результатов ТЭИ" на ФГУП "СХК" были выполнены следующие работы:

1. Подготовлены предложения по использованию инфраструктуры ФГУП "СХК" для обращения с РАО от установок конверсии и производства МОКС-топлива.
2. Выполнен анализ характеристик отходов от установок конверсии и производства МОКС-топлива с учетом производственного опыта ФГУП "СХК" по обращению с аналогичными РАО.
3. Сделан анализ вариантов схем обращения с РАО от установок конверсии и производства МОКС-топлива на ФГУП "СХК".

Кроме того, проводилось рассмотрение и согласование результатов ТЭИ, выполненного ФГУП "ГИ "ВНИПИЭТ".

В качестве исходных данных при проведении исследований использовались:

1. Доклад Б. Хеннесси. "Американский проект установки по производству МОКС-топлива: потоки твердых и жидких отходов". Москва, 9-11 июля 2003 г.

2. Данные по потокам отходов от установки MFFF, представленные DOE для использования в ТЭИ по выбору схемы обращения с РАО от Российского завода по производству МОКС-топлива. Вх.№ 1111/31 от 22.04.04.

Технико-экономические исследования, выполненные на ФГУП СХК, являются ***концептуальным вариантом*** подземного захоронения низкоактивных жидких РАО российского завода по производству МОКС-топлива. Концептуальность варианта обусловлена ограничениями по захоронению РАО в жидком виде для вновь строящихся предприятий в соответствии с "Гигиеническими требованиями к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СПП ПУАП-03)" (СанПиН 2.6.1.07-03).

dti
Department of Trade and Industry

В соответствии с ТЗ, по первому и этапу было сделано описание площадки для строительства МОКС-завода (местоположение СХК, климат, геолого-гидрогеологические данные, гидросеть района и др.), проанализирована система обращения с РАО на ФГУП "СХК" применительно к РАО от установок конверсии и производства МОКС-топлива с точки зрения нормативных документов и сложившейся практики обращения с РАО на ФГУП “СХК” и даны предложения по использованию инфраструктуры ФГУП "СХК" для обращения с данными типами РАО.

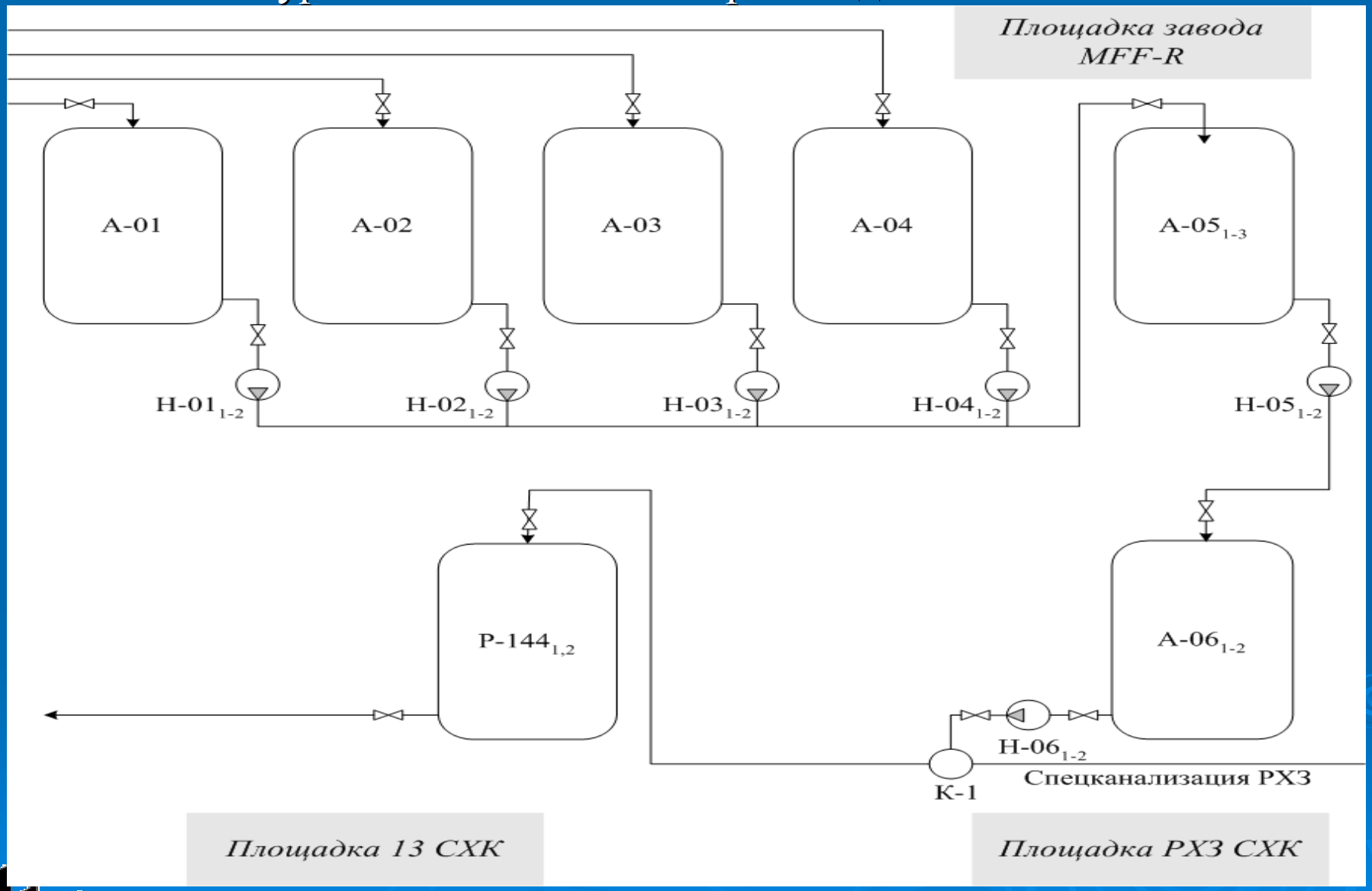
Из анализа системы обращения с РАО на ФГУП "СХК" следует, на СХК сложилась система обращения с РАО, обеспечивающая достаточно высокую безопасность промплощадки и региона. В связи с вводом на территории Российской Федерации в действие ряда нормативных документов, существующая на СХК система обращения с РАО не в полной мере соответствует нормативным требованиям, предъявляемым к ***проектированию новых установок*** и может рассматриваться для хранения и захоронения отходов завода по производству МОХ-топлива с большими ограничениями.

dti
Department of Trade and Industry

Хранилища твердых радиоактивных отходов (ХТРО), загрязненных преимущественно плутонием, размещены на площадке 16. В соответствии с нормативными требования они относятся к приповерхностным хранилищам. По оценке, выполненной исходя из существующих темпов заполнения хранилищ, расположенных на пл.16, свободные объемы ХТРО НАО будут заполнены в течение 15 лет, что не позволяет рассматривать их как перспективные для задач завода по производству МОХ-топлива.

Анализ состава ЖРО низкого уровня активности завода по производству МОХ-топлива показал, что с точки зрения технологии и производительности существующей схемы захоронения, данные типы отходов наиболее органично вписываются в существующую схему подготовки и захоронения аналогичных ЖРО Радиохимического завода. Для данных типов ЖРО были разработаны принципиальные и аппаратурно-технологические схемы подготовки и захоронения ЖРО низкого уровня активности (НАО) с использованием инфраструктуры ФГУП “СХК” и с учетом его производственного опыта

Аппаратурно-технологическая схема подготовки и захоронения ЖРО низкого уровня активности от производства МОКС-топлива



Для данного варианта подготовки и захоронения жидких НАО завода по производству МОКС-топлива был выполнена технико-экономическая оценка, которая показала, что капитальные затраты на сооружение линии слива от завода MFFFR до РХЗ составит около **11 млн. руб**., а стоимость **захоронения 1 м3 жидких НАО ~140 руб.**

Решение задачи *захоронения* ЖРО низкого уровня активности от завода по производству МОКС-топлива путем их направления на подземное захоронения по существующей схеме захоронения НАО ФУГП "СХК", позволило бы получить существенное снижения объема ТРО (за счет исключения вклада отвержденных ЖРО низкого уровня активности) завода по производству МОКС-топлива.

dti
Department of Trade and Industry

Для этого необходимо обоснованное решение о снятии ограничений по захоронению РАО низкого уровня активности в жидком виде для вновь строящегося Российского завода по производству МОКС-топлива на действующем полигоне ФУГП "СХК", установленное в "Гигиенических требованиях к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СПП ПУАП-03)" (Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы - СанПиН 2.6.1.07-03).

Благодарю за внимание

Research Results of the SGChE Site Potential for Low Activity Level RAW Disposal from the MOX-fuel Production Plant

V. N. Mescheraykov, V. V. Lazarchuk, A. G. Krupin, E. N. Malyi, A. A. Zubkov, V. G. Balakhonov, V.S. Zagumennov, SCC

In accordance with the calendar plan under the agreement with Open Joint Stock Company "TVEL" No 05-06/512 dated June 17 2004," participation in technical and economic researches to determine the scheme of radioactive wastes treatment from the MOX-fuel production plant and to review the technical and economic researches results at FSUE "SGChE" the following activities were carried out:

1. The suggestions are prepared to use the FSUE "SGChE" infrastructure for RAW treatment from conversion facilities and MOX-fuel production.
2. The waste characteristic analysis is carried out from conversion facilities and MOX-fuel production taking into account the "SGChE" experience of similar RAW treatment.
   The list of regulatory documents concerning the treatment of radioactive wastes analyzed under this work is prepared.
3. The schemes analysis of RAW treatment from conversion facilities and MOX-fuel production at FSUE "SGChE" is performed.

Besides, the results examination and approval of technical and economic researches carried out by FSUE "SI VNIPIET" are performed.

The following basic data are used during researching:

1. B. Khennessi Report. "American project of MOX Fuel Fabrication Facility: solid and liquid waste flows". Moscow, July 9-11 2003.
2. MFFF waste flow data represented by DOE for usage in TER (technical and economic researches) for the choice of RAW treatment scheme from Russian MOX fuel fabrication facility. Incoming document No 1111/31 dated April 22 2004.

The technical and economic researches performed by FSUE SGChE are the conceptual version of underground disposal of low-level liquid radioactive wastes of Russian MOX fuel fabrication facility. The conceptual meaning of the version is stipulated by limitations concerning liquid RAW disposal for new plants under construction in accordance with "Sanitary requirements for designing of facilities and plants related to atomic industry (SPP PUAP-03)" (SanPiN 2.6.1.07-03).

In accordance with the Statement of Work the site description for construction of MOX-fuel fabrication facility was carried out (the SGChE location, climate, geological and hydro-geological data, the region hydro system and etc), the system of RAW treatment at FSUE "SGChE" as applied to RAW from conversion facilities and MOX-fuel production with relation to the regulatory documents and existing practice of RAW treatment at FSUE "SGChE" and proposals to use FSUE "SGChE" infrastructure for treatment with these types of RAW were provided.

Based on the analysis of RAW treatment at FSUE "SGChE", RAW treatment system, which provides the reliable safety of industrial site and region, was arranged at SGChE.

At the same time, as several regulatory documents have been put into action on the territory of Russian Federation, the SGChE existent system of RAW treatment does not fully meet the regulatory requirements made for new facilities designing, and can be respectively considered for storage and disposal of MOX fuel fabrication facility wastes with significant restrictions.

The vaults with solid radioactive wastes (VSRAW) mainly contaminated by plutonium are located on site No 16. In accordance with regulatory requirements, they belong to the surface vaults. According the assessment performed starting from the current rates of vaults filling allocated on site No16, the

unconfined spaces of the vaults with solid radioactive wastes, low level active wastes will be filled during 15 years.

It does not allow to consider them as prospective ones for the tasks of MOX-fuel fabrication facility.

The composition analysis of low-level liquid radioactive wastes of MOX-fuel fabrication facility showed that according to technology and efficiency of existent scheme of disposal, these types of wastes fit well to existent scheme of preparation and disposal of the similar liquid radioactive wastes (LRAW) of Radiochemical plant. For these types of LRAW the fundamental and apparatus and technical schemes of preparation and disposal of LRAW using FSUE “SGChE” infrastructure and taking into account its production experience have been developed (Fig. 1).

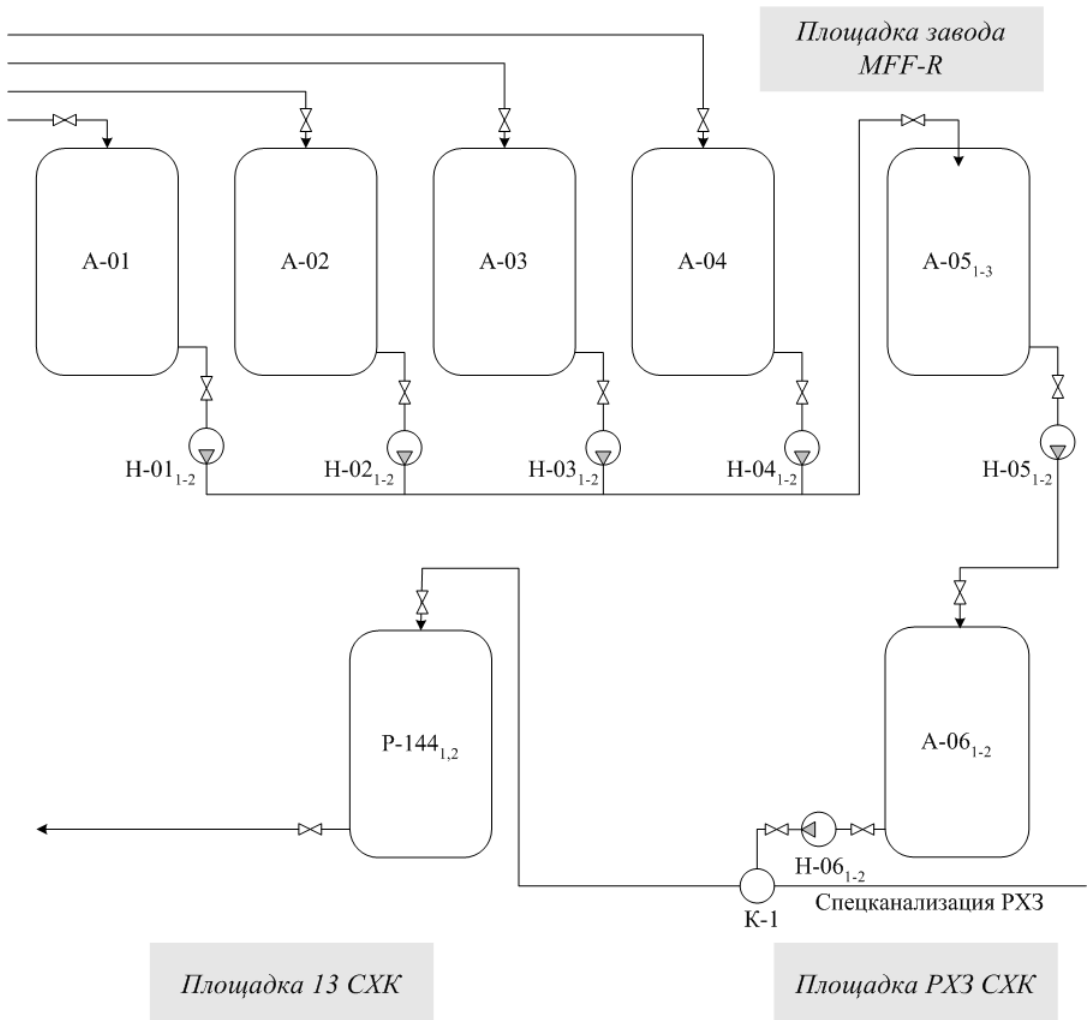


Fig. 1. Apparatus and technical scheme of preparation and disposal of LRAW from MOX-fuel fabrication facility.

Apparatus and technical scheme of preparation and disposal of LLRAW includes:

Units A-01-A-04 designed to collect different types of low-level radioactive wastes (LLRAW);

Units A-05 (3 pc) designed to average and settle low-level radioactive wastes (these types of units are planed in American design according to block-scheme of water and extraction purification represented in B. Hennesi Report);

Units A-06 (2 pc) designed to receive, control, resettle and transmit the LLRAW solutions to the site No 13 using the available process lines for preparation and disposal.

For this option of preparation and disposal of MFFF liquid low-level radioactive wastes the Technical and Economic Assessment was carried out. It showed that capital outlays intended to construct the discharge line from MFFFR up to Radiochemical Plant will amount to approximately **11 million rubles**. Based on the projected large volumes, the **cost of disposal of 1m^3 of liquid low-level active wastes is 140 rubles**.

The task implementation of Low-level Liquid Radioactive Wastes (LRW) from MFFF by directing them to underground disposal according to existing scheme of FSUE “SGChE” LLAW, would allow obtaining significant Solid Radioactive Wastes volume decrease of MOX-fuel fabrication facility, (providing that hardened low-level liquid radioactive wastes will not be added). To implement this, the reasonable decision concerning cancellation of restrictions for Liquid Low-Level RAW disposal is necessary for newly built Russian MOX-fuel fabrication facility on the existing FSUE “SGChE” area; the decision is determined in “Sanitary requirements for designing of atomic industry plants and facilities (CPP PUAP-03)” (Sanitary and epidemiological regulations and rules- SanPin 2.6.1.07-03).

« Проработка вариантов хранения отвержденных радиоактивных отходов в горных выработках ГХК »

К. Г. Кудинов, А. А. Третьяков, В. А. Бочкарев, В. А. Кравченко, Л. Ф. Манакова, ФГУП «Горно-химический комбинат»

Проблема утилизации плутонийсодержащих отходов встала перед ГХК в связи с решением о прекращении наработки оружейного плутония и выводом из эксплуатации оборонного комплекса. За время эксплуатации радиохимического завода с 1964 года в емкостях-хранилищах ГХК накоплено более 6000 м^3 высокоактивных пульп различного химического и радиохимического состава. С 1996 года завод приступил к их извлечению и переработке, одновременно начав научно-исследовательские работы по решению вопроса иммобилизации нерастворимых остатков пульпы. За основу технологии обращения с плутонийсодержащими пульпами был принят вариант их переработки с извлечением урана и плутония и цементирования нерастворенного остатка.

С 1998 проектными и научными институтами была выполнена оценка возможности прямой иммобилизации плутонийсодержащих пульп без предварительного извлечения из них плутония. Были выполнены две стадии предпроектных разработок – ТЭИ, ОБИН В процессе работы опробованы технологии иммобилизации пульпы в стеклоподобную матрицу, разработана аппаратурно-технологическая схема процесса остекловывания, принципиально решены вопросы создания временного хранилища отвержденных отходов и транспортирования их от установки отверждения до хранилища.

По времени выполнения эта работа совпала с проработкой вопроса создания производства МОКС-топлива на ГХК. В связи с этим, в ОБИН по иммобилизации плутонийсодержащих пульп одновременно была рассмотрена возможность переработки отходов, образующихся при производстве МОКС-топлива, по совмещенной технологической схеме.

Иммобилизация плутонийсодержащих пульп

При выборе вариантов обращения с плутонийсодержащими пульпами были рассмотрены две технологические схемы перевода их в состояние, обеспечивающее безопасное долговременное хранение:

- с извлечением урана и плутония и цементированием нерастворенного остатка пульп;
- иммобилизация пульп без извлечения плутония с использованием в качестве твердой матрицы боросиликатного или фосфатного стекла.

Технология подготовки пульпы к цементированию состоит из следующих основных операций:

- подъем пульпы из емкостей-хранилищ с помощью пульпоподъемного оборудования;
- накопление и сгущение пульпы;
- многостадийное растворение пульпы с использованием отходов органического синтеза, содержащих карбоновые кислоты, для извлечения ценных компонентов;
- отстаивание нерастворенного остатка;
- декантация раствора и направление его на глубокую переработку с целью извлечения ценных компонентов;
- временное хранение нерастворенного остатка пульпы;

Отверждение нерастворенных пульп осуществляется на установке цементирования, размещаемой в отделении 68. На установке цементирования, пульпа и цементный раствор дозируются и перемешиваются в бочке вместимостью 0,2 м^3, после ее герметизации. Устанавливаются в защитные контейнеры и складируются в отделении 68а.

По предварительной оценке количество бочек с цементированными пульпами составит 7916 шт.

Цементный компаунд, полученный методом цементирования нерастворимых остатков плутонийсодержащих пульп, имеет следующие физико-химические характеристики:

- По составу:
  - соотношение цемента и добавок к нерастворимому остатку 1: ≤0,3;
  - удельная активность по β, γ – нуклидам $< 1 \times 10^{-3}$ Ки/г;
  - удельная активность по α - нуклидам $< 1 \times 10^{-6}$ Ки/г.
- По водостойкости: скорость выщелачивания нуклидов по цезию – 137 и стронцию – 90 – не более $1 \cdot 10^{-3}$ (г/см ^{2} в сутки).
- По механической прочности (предел прочности при сжатии): допустимая прочность определяется условиями транспортировки, временного хранения и захоронения, но не менее 50 кГс/см^2.
- По радиационной устойчивости: механическая прочность цементного компаунда не должна снижаться ниже допустимой величины (50 кГс/см^2) после облучения дозой 10^6 Гр.
- По устойчивости к длительному пребыванию в воде: механическая прочность не должна снижаться ниже допустимой величины (50 кГс/см^2) после 90-дневного нахождения в воде.

Для остекловывания пульп с использованием установок СВЧ-нагрева или индукционного плавителя с холодным тиглем (ИПХТ) рассматривалось использование в качестве твердой матрицы:

- по варианту 1 боросиликатного стекла;
- по варианту 2 фосфатного стекла.

Способом остекловывания пульп по вариантам 1 и 2 принят двухстадийный процесс отверждения. В качестве аппарата первой стадии обезвоживания подготовленной флюсованной пульпы принят прямоточный испаритель, второй стадии – установка СВЧ-нагрева с горячим тиглем-капсулой или индукционный плавитель с холодным тиглем.

Принципиальная технологическая схема остекловывания пульп по вариантам 1 и 2 предусматривает выполнение следующих операций:

- флюсование стеклообразующими составами сгущенной (120 г твердой фазы/л) пульпы;
- обезвоживание подготовленной флюсованной пульпы в аппаратах первой стадии установки остекловывания;
- отделение обезвоженной пульпы от парогазовой смеси, образующейся при обезвоживании, и направление парогазовой фазы на систему газоочистки;
- остекловывание обезвоженной пульпы в тигле-капсуле, размещаемой в аппарате второй стадии остекловывания и являющейся первичной упаковкой для остеклованной пульпы;
- комплектация пеналов;
- герметизация пеналов;
- транспортирование пеналов на долговременное хранение.

Тигли-капсулы представляют собой цилиндрические емкости, изготовленные из труб диаметром 426×9 мм и высотой 0,8 м, материал – сталь-10. Вместимость тигля-капсулы составляет 100 л (полезный объем – 80 л). Тигли-капсулы упаковываются в пеналы (одна тигель-капсула в один пенал).

Пеналы представляют собой цилиндрические емкости, изготовленные из труб диаметром 478×8 мм и высотой 1,0 м, материал – нержавеющая сталь типа 12Х18Н10Т.

После помещения в пенал тигля-капсулы пеналы закрываются крышками и герметично завариваются. В защитном контейнере они направляются на долговременное хранение.

По результатам, полученным в результате исследований, в качестве твердой матрицы для иммобилизации плутонийсодержащих пульп было принято боросиликатное стекло.

Обращение с отходами производства МОКС-топлива

В ОБИН в качестве основной была принята технологическая схема переработки отходов завода МОКС-топлива, предусматривающая выполнение следующих операций:

- дезактивация твердых радиоактивных отходов с содержанием плутония более 150 мг/кг от плутония и затем, после отмывки, их цементирование.
- остекловывание пульп, образовавшихся от переработки растворов, полученных после отмывки отходов с концентрацией плутония более 150 мг/кг совместно с пульпами радиохимического завода.
- цементирование твердых отходов с концентрацией плутония до 150 мг/кг. После предварительного измельчения отходы смешиваются с раствором цемента. Смесь заливается в стандартные бочки, вместимостью 0,2 $м^3$, в которые предварительно укладывают куски металлических и других, не измельчаемых, твердых радиоактивных отходов.
- жидкие отходы перерабатываются на технологической схеме радиохимического завода.
- вакуумное масло, являющееся одним из видов жидких радиоактивных отходов производства МОКС-топлива, также направляется на установку отверждения. Предполагалось, что отверждение масла будет осуществляется в стандартных бочках вместимостью 0,2 $м^3$ с использованием в качестве вмещающей матрицы отвердителя типа Enviro-FlaxTR-20.

Приняты следующие технические показатели установки цементирования:

- мощность - 15,4 т твердых отходов в год,
- 1 $м^3$ вакуумного масла в год;
- производительность - при проектировании производства МОКС-топлива на ГХК планировалось, что в хранилище ежегодно будут поступать отходы ≅ 200 бочек вместимостью 0,2 $м^3$ с цементным компаундом и 8 бочек вместимостью 0,2 $м^3$ с отвержденным отработавшим маслом (всего 6600 бочек).

Проектные решения по хранилищу отвержденных отходов

В соответствии с решениями, принятыми при разработке ОБИН, установки отверждения пульп и отходов производства МОКС-топлива, хранилище отвержденных отходов предполагается разместить в следующих объектах радиохимического завода ГХК:

- объекты 68, 68а установки отверждения;
- объекты 68, 68а, 85, 238а транспортно-перегрузочный комплекс;
- объект 86а хранилище отвержденных отходов.

В связи с несколькими вариантами технологии отверждения пульп, рассматриваемыми на этапах предпроектных работ, в хранилище предполагалось размещать:

- остеклованные плутонийсодержащие пульпы. Остеклованные пульпы расфасованы в первичную упаковку, помещенную во вторичную упаковку. Первичной упаковкой является тигель-капсула, а вторичной – пенал, вмещающий одну тигель-капсулу.
- цементированные нерастворенные остатки пульп. На хранение цементированные остатки пульп предполагается направлять в стандартных бочках вместимостью 0,2 $м^3$. Кроме варианта хранения в бочках, рассматривается вариант использования вторичной упаковки - цилиндрического пенала. В пенале размещается 4÷6 бочек, установленных одна на другую.

- Переработанные отходы от производства МОКС-топлива. Условия хранения цементированных отходов производства МОКС-топлива аналогичны условиям хранения цементированных нерастворенных остатков пульп.

Характеристика объекта, предполагаемого использовать для хранения отвержденных отходов

Временное хранение отвержденных отходов предполагается разместить в подгорной части радиохимического производства. Для обоснования пригодности использования выработок в качестве подземного хранилища отвержденных отходов специализированными проектными организациями спрогнозировано развитие процессов, происходящих в массиве в течение всего срока службы хранилища. На основе анализ результатов наблюдения сделан вывод о том, что критериям устойчивости отвечает объект 86а.

На предпроектной стадии рассматривается вариант организации в объекте 86а хранилища модульного типа с использованием емкостей вместимостью 3200 м^3, которые предназначались для приема, хранения с целью осветления и выдачи на захоронение радиоактивных отходов радиохимического производства ГХК. Емкости объекта 86а для указанных целей не использовались.

В то время, когда ГХК рассматривался в качестве промышленной площадки для организации производства МОКС-топлива, объект 86а планировали задействовать как основной вариант создания хранилища отвержденных отходов.

Объект 86а, включает в себя пять емкостей вместимостью по 3200 м^3 каждая с расположенным над ними проходным монтажным залом.

Объект 86а расположен в северо-восточной части горного массива в искусственной горной выработке, состоящей из пяти камер, соединенных между собой ходками, и пяти вертикальных стволов. На горизонте подошвы стволов (отметка минус 40) имеются подходные выработки сечением 12 м^2. По типу конструкций обделка выработок 86а относится к подпорной, работающей в режиме совместного деформирования с массивом.

Длина четырех камер – 21 м каждая, длина камеры, примыкающей к объекту 238а – 30 м. Высота камер 8 м, высота стен 3 м. Конструкция обделки камер – циркульный свод, частично опертый на породу и прямые неразрезные стены. Стволы имеют диаметр 13 м, высота стен – 30 м.

Ширина ходка 3,5 м, длина – 15 м, высота 6 м, высота стен 3 м. Конструкция обделки ходков – циркульный свод, частично опертый на породу и прямые неразрезные стены. Мощность обделки ходков от 70 до 100 мм.

Объект оборудован трубным коридором, системами вентиляции, освещения, энергообеспечения, подачи воды и сжатого воздуха, дренажной системой.

Компоновочные решения

Компоновка хранилища выполнена по трех зональному принципу в соответствии с требованиями ОСПОРБ-99.

К первой зоне (необслуживаемые помещения) отнесены:

- отсеки хранения пеналов (бочек) с отвержденными отходами.
- Ко второй зоне (периодически обслуживаемые помещения) отнесены:
- помещение монтажного зала объекта 86а
- камеры фильтров вытяжной вентиляции;

- помещение транспортного коридора;
- технологический зал отсека хранения (в момент перегрузки пеналов технологический зал для обслуживания закрыт).

К третьей зоне (помещения с возможным постоянным пребыванием персонала) отнесено помещение пульта управления (щитовая).

Для помещений первой зоны предусматривается их оборудование биологической защитой, съемными защитными плитами перекрытия, вытяжной вентиляцией. Помещения облицованы нержавеющей сталью.

Для помещений второй зоны предусматривается их оборудование герметичными дверьми и смотровыми системами (для технологических залов отсеков хранения), системой трапной канализации, приточно-вытяжной вентиляцией.

По ОСПОРБ-99 разрабатываемое хранилище относится (на основе предварительной оценки) к IV категории, т.к. радиационное воздействие при проектных авариях ограничивается помещениями хранилища.

Объемно-планировочные решения. Необходимая реконструкция

Для организации отсека хранения предусматривается монтаж промежуточного перекрытия на отметке, ~ на 6 м ниже уровня монтажного зала объекта, ниже которого и будет образован отсек хранения упаковок с отвержденными отходами.

Между двумя перекрытиями будет образован технологический зал отсека хранения, предназначенный для перегрузки бочек (пеналов) с отвержденными отходами из защитного контейнера в ячейки отсека хранения.

Основная часть внутреннего объема емкости объекта 86А, в котором размещается отсек хранения, разделяется стояками на вертикальные ячейки с их сотовым размещением в поперечном сечении. В одной емкости для хранения остеклованных отходов устанавливается 164 канала-ячейки для размещения пеналов с остеклованными отходами или 93 канала-ячейки для бочек с цементированными отходами. В указанные числа входит один канал - центральный, который бочками (пеналами) не заполняется, а остается свободным. Он предназначается для контроля наличия аварийной воды. Каналы изготавливаются из тонкостенных труб диаметром 530 мм для остеклованных отходов и 720 мм - для цементированных.

Таблица 2. Основные показатели хранилища после реконструкции емкостей отделения 86а.

Наименование показателей	Единицы измерения	Показатель	
		цементированные пульпы	остеклованные пульпы
Количество упаковок в одной емкости	шт.	2668	3423
Количество ячеек для упаковок с отвержденными отходами в одной емкости	шт. Ø мм	92 720	163 530
Количество упаковок в одной ячейке	шт.	29	21
Количество реконструируемых емкостей	шт.	3	2
Суммарная вместимость хранилища	шт.	8004	6846

Принципиальная схема реконструкции емкостей объекта 86а для хранения цементированных приведена в приложении.

Отсек хранения упаковок с отвержденными отходами должен быть оборудован:

- защитным перекрытием с проемами, закрываемыми съемными защитными плитами;
- направляющими для обеспечения возможности установки бочек с цементированными или пеналов с остеклованными отходами в 29 и 21÷22 ряда по высоте соответственно;
- облицовкой из нержавеющей стали;
- воздушными каналами для вентиляции и отвода тепловыделений.

Технологический зал должен быть оборудован:

- переходной плитой с защитным выдвижным шибером, устанавливаемой над загружаемой ячейкой;
- системой приточной и вытяжной вентиляции;
- системой дистанционного управления и визуального контроля за работой механизмов, установленных в технологическом зале.

Для устройства хранилищ предусматривается проведение необходимых работ по реконструкции объекта, включающих в себя:

- монтаж дополнительных перекрытий;
- монтаж облицовки;
- монтаж направляющих, предназначенных для установки упаковок;
- монтаж грузоподъемного и транспортного оборудования отсека хранения;
- монтаж оборудования вспомогательных и обслуживающих систем.

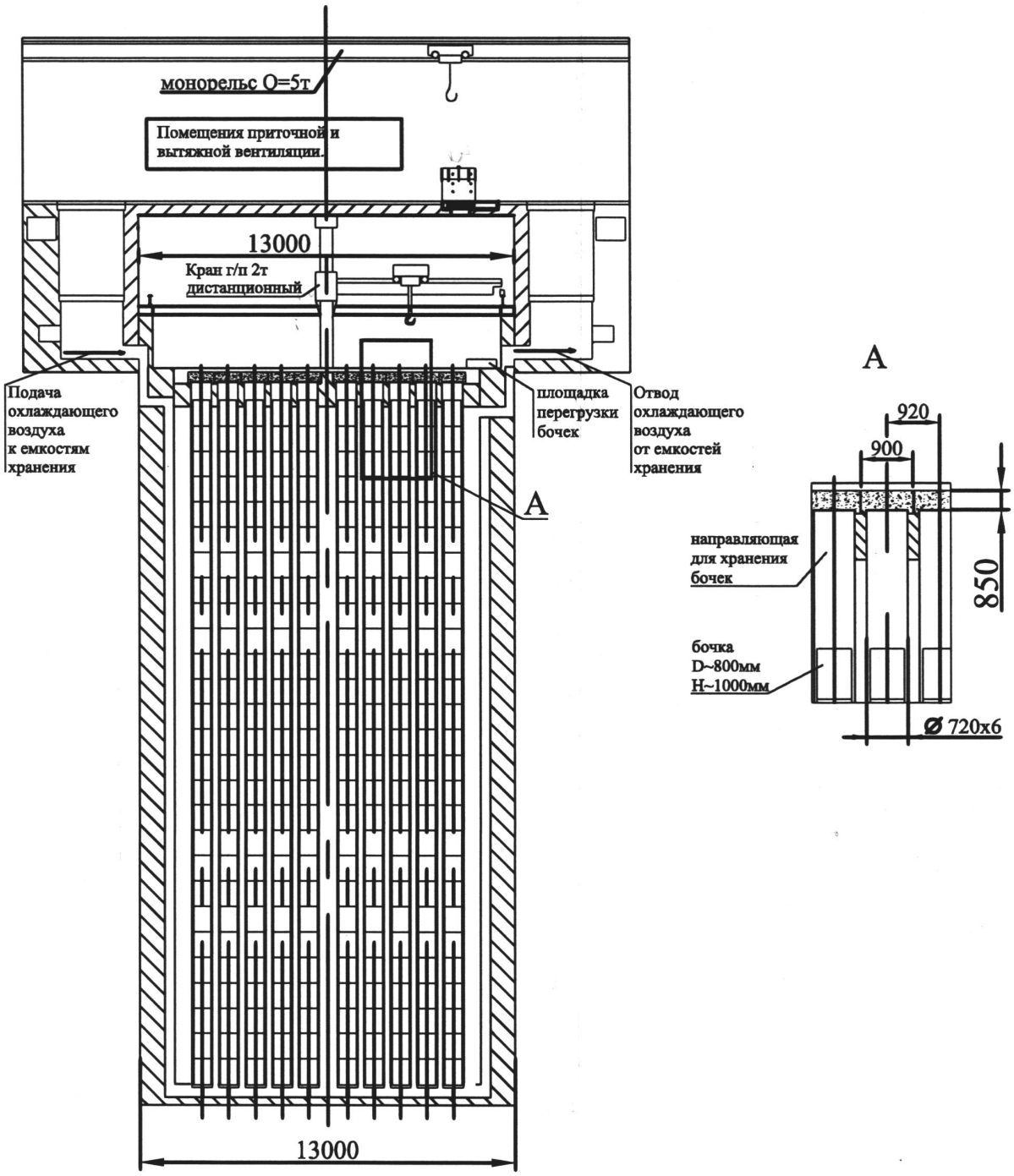
Объект 86а является частью радиохимического завода с единой транспортно-коммуникационной сетью. Расположен на охраняемой территории завода.

Для организации строительно-монтажных работ используется железная дорога объекта 231, по которой будут доставляться строительные грузы и оборудование В районе пересечения объекта 231 с объектом 73-75-78 осуществляется перегрузка строительных грузов и оборудования краном объекта 78 с железнодорожной платформы в объект 238а, где краном грузоподъемностью 20 тонн грузы доставляются к месту перегрузки в объект 86а.

Транспортирование упаковок с отвержденными РАО производства МОКС-топлива осуществляется по следующей схеме: железная дорога объекта 234 → железная дорога объекта 231 → объект 73-75-78 → объект 238а → объект 86а.

Приложение

Вариант реконструкции емкости отделения 86а под хранилище цементированных отходов



Developing Option of Solidified Radwaste Storage in MCC's Mine Workings

K. G. Kudinov, A. A. Tryetyakov, V. A. Botchkarev, V. A. Kravchenko, L. F. Manakova, FGUP "Mining and Chemical Combine"

Following the decision on cessation of weapon-grade plutonium production and defense complex facilities decommissioning, the Mining and Chemical Combine has faced a challenge of plutonium-bearing waste disposition. Since 1964, the Radiochemical Plant has accumulated in its storage tanks more than 6000 m^3 of highly-active sludges differing in chemical and radiochemical composition. Since 1996, the Plant started activities for removal and treatment of these sludges, as well as the R&D work on immobilization of insoluble sludge residues. This resulted in selection of the technology for treating plutonium-containing sludge with subsequent plutonium and uranium recovery and insoluble residue grouting.

Since 1998, the design and research institutes have conducted a number of activities to evaluate feasibility of direct immobilization of the sludges without preliminary recovery of plutonium contained therein. Two predesign development works, the Feasibility Study and the Justification of Investments were performed. During the course of these works, the technologies for sludge immobilization into glass-like forms were verified, vitrification process flowsheet was developed, and issues of creation of the temporary solidified waste storage facility and their transferring from the solidification facility to the storage facility were solved in principle.

The performance of that avenue of work coincided with developing the issue of MOX-fuel production at MCC. Therefore, the JOI for plutonium-containing sludge immobilization also considered the possibility of combined treatment of Pu-containing sludge with wastes generated from the MOX-fuel production, i.e., per one flowsheet.

Plutonium-bearing Sludge Immobilization

When selecting options of plutonium-containing sludge treatment, two approaches were considered for converting the sludges into a state, which will ensure their long-term safe storage:

- With recovery of uranium and plutonium, and grouting insoluble residues of the sludges;
- Immobilization of sludges into either a borosilicate or a phosphate solid glass form, without any plutonium recovery.

The technology for sludge preparing for the grouting process consists of the following operations:

- Removal of sludges from the storage tanks with sludge removal equipment;
- Sludge accumulation and thickening;
- Multistage solving of sludges with the use of organic synthesis wastes containing carboxylic acids, for valuable components recovery;
- Insoluble residue settling;
- Solution decanting and thorough treatment for valuable components recovery;
- Temporary storage of insoluble sludge residue.

Solidification of insoluble sludges is carried out in the grouting facility located at Area 68. Prior to the grouting, sludge and grout are measured off and mixed in the 0.2 m3-volume drum, after it has been sealed. Then, the drums are placed in protective containers and sent for storage at Area 68a.

As estimated, number of drums with cementatious sludge forms will come to 7916 pcs.

The cementatious form produced from the grouting of insoluble residues of plutonium-containing sludges has the following physical and chemical properties:

- Composition:
  - Ratio of grout and additives to insoluble residue is 1: ≤0.3;
  - Specific activity in β, γ – nuclides $< 1 \times 10^{-3}$ Ci/g;
  - Specific activity in α - nuclides $< 1 \times 10^{-6}$ Ci/g.
- Water resistance: leaching rate for cesium–137 and strontium–90 – is not greater than $1 \cdot 10^{-3}$ (g/cm ^{2} per day).
- Mechanical strength (compressive strength): an allowable strength is determined by transferring, temporary storage and eventual disposal conditions, but not be less than 50 kg-force/cm^2.
- Radiation strength: after being exposed to 10^6 Gy, a cementatious form shall have mechanical strength of not being less than an allowable value (50 kg-force/cm^2).
- Resistance to long-lasting staying in water: after 90-day's staying in water, mechanical strength shall not be less than an allowable value (50 kg-force/cm^2).

For vitrification of sludges by engaging a microwave heating facility or a cold crucible induction-heated melter, the use of the following solid inclusive forms was considered:

- - for option 1 borosilicate glass, and
- - for option 2 phosphate glass.

As a method for sludge vitrification (according to options 1 and 2) the two-stage solidification process was chosen. As an apparatus of the first stage of prepared fluxed sludge dehydration, the direct-flow evaporator was chosen, of the second stage – the microwave facility with a hot capsule-type crucible or the cold crucible induction-heated melter.

The process flowsheet of sludge vitrification according to options 1 and 2 includes the following operations:

- Fluxing of a thickened sludge (120 grams of solid phase/l) with glass forming materials;
- Dehydration of a prepared fluxed sludge in the first vitrification apparatuses;
- Separation of a dry (dehydrated) sludge from gas-vapor mixture generated in the course of the dehydration, and gas-vapor phase transfer to the gas purification system;
- Vitrification of the dry sludge in a capsule-type crucible, which is placed in the second vitrification apparatus and presents the first vitrified sludge package;
- Capsule-type crucible placing into cans;
- Sealing of cans;
- Transferring of cans for long-term storage.

Capsule-type crucibles are cylindrical containers made of pipes having 426×9 mm in diameter and 0.8 m in height, steel-10. The capsule-type crucible capacity is 100 l (an effective capacity is 80 l). The capsule-type crucibles are packed in cans (one capsule-type per can).

Cans are cylindrical containers fabricated of pipes whose diameter is 478×8 mm and height is 1.0 m, stainless steel 12Cr18Ni10Ti.

After a capsule-type crucible has been placed into the can, the cans are closed with lids and sealed to ensure containment. Being enclosed in protective containers, the cans are forwarded to long-term storage.

The study work showed the feasibility to and the decision was made to use borosilicate glass as a solid form for immobilization of plutonium-containing sludges.

MOX-fuel Production Waste Management

The Justification of Investments proposed the following flowsheet of treating waste from the MOX-fuel production:

- Decontaminate solid radioactive waste, which contain plutonium of more than 150 mg/kg, of Pu, and after the sludge has been washed, grout the sludge.
- Vitrify sludges generated from treating solutions, which are resulted from washing of wastes having plutonium concentration therein more than 150 mg/kg, along with the Radiochemical Plant's sludges.
- Grout solid wastes having plutonium concentration up to 150 mg/kg. After being preliminary grinded, wastes are mixed with a cement grout. The mixture is poured in standardized 0.2 m^3-volume drums, which have been previously loaded with metal pieces and other, non-grindable radioactive wastes.
- Treat liquid wastes according to the technological flowsheet established at the Radiochemical Plant.
- Forward vacuum "oil" that is one type of liquid radioactive wastes from the MOX-fuel production to the solidification facility. It was anticipated that oil would be solidified in standardized 0.2m^3-volume drums with the use of the Enviro-FlaxTR-20 Solidifier as an inclusive form.

The grouting facility shall show the performance as follows:

- Annual capacity 15.4 MT of solid wastes; 1 m^3 of vacuum "oil";
- Output as planned for establishment of the MOX-fuel production at MCC, annually the storage facility would receive ≅ 200 drums containing 0.2 m^3 of cementatious waste forms and 8 drums containing 0.2 m^3 of solidified spent oil (total 6600 drums).

Solidified Waste Storage Design Approaches

In accordance with decisions made while the JOI development, it is proposed to locate the facility for solidification of sludges and the MOX-fuel production waste, and the solidified waste storage facility in the following objects of the MCC's Radiochemical Plant:

- Objects 68, 68a Solidification facility;
- Objects 68, 68a, 85, 238a Transfer-re-loading complex;
- Object 86a Solidified waste storage facility.

At the predesign phases the storage facility was anticipated to accommodate:

- Vitrified plutonium-containing sludges. Vitrified sludges are packed into the primary package, which is placed into the secondary package. The primary package is a capsule-type crucible, and the secondary one is a can holding one capsule-type crucible.
- Cement-grouted insoluble residues of sludges. The cement-grouted residues of sludges are proposed to be sent to storage in standardized drums of 0.2 m^3 in volume. Besides the option of storage in drums, the option is being considered to use the secondary package that is a cylindrical can. The can is capable of containing 4÷6 drums placed one onto another.
- Treated wastes from MOX-fuel production. The storage conditions for cement-grouted wastes from the MOX-fuel production are similar to those for cement-grouted insoluble residues of sludges.

Description of Object Intended For Storage Of Solidified Wastes

It was suggested to locate the temporary storage of solidified wastes in the underground part of the Radiochemical Plant. To justify fitness of the MCC's mine workings as a place for underground storing of solidified wastes, the appropriate design institutes performed some activities to predict a probable course of processes, which could take place in the massif during the entire lifetime of such a storage area. The obtained results let to draw the conclusion that it is Object 86a that meets durability criteria.

At the predesign stage, the option is being considered to create in Object 86a a module-type storage facility with the use of 3200m3-volume storage tanks that were initially intended for reception and storage

of the Radiochemical Plant's radioactive wastes for further clarification and removal for their eventual disposal. Tanks for Object 86a were never used for the stated purposes.

When MCC was considered to be an industrial site for siting the MOX-fuel production, it was above all Object 86a that was to store the solidified wastes.

Object 86a houses five 3200m3-volume storage tanks and a single intercommunicating Instrumental Hall above the storage tanks.

Object 86a is located in the north-eastern part of the rock massif, in the man-made mine working, which comprises five chambers connected with pathways (for personnel and materials transfer), and five straight holes. For a type of structures, the 86a mine working lining is retaining one, deformable along with the massif.

Of four chambers, each one is 21-m long, the chamber adjacent to Object 238a is 30-m long. The chambers are 8-m high, while their walls are 3-m high. The chamber lining is a circular vault-shaped, which is partially basing on the rock and on straight continuous walls. The holes are 13 m in diameter; their walls are 30-m high.

The pathways are 3.5-m wide, 15-m long, 6-m high each, and its walls are 3-m high. The pathway lining is a circular vault-shaped, which is partially supported by the rock and straight continuous walls. Thickness of the pathway lining ranges from 70 up to 100 mm.

The object is reached via a pipe lane and is equipped with ventilation, lighting, power supply, water and compressed air supply, and drainage systems.

Layout

Compartmentation of the storage facility has been done on the three-zone approach in accordance with OSPORB-99 requirements (the RF Radiation Safety Rules and Standards-99).

The first zone (unattended premises) accommodates:

- Solidified waste can (drum) storage bays.

The second zone (periodically attended premises) includes:

- Object 86a's instrumentation hall;
- Filter houses of the exhaust ventilation system;
- Transfer Bay;
- Storage bay process hall (when cans are re-loaded, the process hall is closed and unattended).

The third zone (permitted for continuous staying of staff) is a control room.

The 1st zone premises shall provide for biological shielding, be equipped with removable protection plates and serviced with the exhaust ventilation system. These premises are lined with stainless steel.

For the 2nd zone premises, it is envisaged to equip those with sealed doors and viewing systems (for the storage bay process halls), specialized water drainage and extract and input ventilation systems.

According to OSPORB-99, the developed storage facility, on a preliminary assessment, falls into the forth category, for radiation exposure in design accidents would not go beyond the storage facility premises.

Arrangement. Necessary Reconstruction Activities

To create the storage bay it is planned to mount the intermediate floor at the mark of ~ 6 m below the instrumentation hall of the Object, under which there will be created the bays for solidified waste storage.

Between the two floors there will be arranged a process hall for the storage bay intended for re-loading of drums (cans) with solidified wastes from the protective containers to cells of the storage bay.

The major part of inner volume of the Object 86a tank housing the storage bay is divided by risers into straight cells with a cellular arrangement in cross section. One vitrified waste storage tank can house 164 cell-channels, which accommodate cans with vitrified waste, or 93 cell-channels, which hold drums with cement-grouted wastes. The mentioned quantity includes one central channel, which is not to be filled up with the drums (cans), but left free. It is intended for monitoring of emergency water availability. The channels are fabricated of thin-wall pipes of 530 mm in diameter for vitrified wastes and of 720 mm – for cement-grouted wastes.

Table 2. Storage Facility Performance Data After Storage Tank Reconstruction.

	Unit of measurement	As for	
		Cement-grouted sludges	Solidified sludges
Number of packages per storage tank	Pcs	2668	3423
Number of cells for solidified waste packages per storage tank	Pcs	92	163
Number of packages per cell	Pcs	29	21
Number of storage tanks to be reconstructed	Pcs	3	2
Summary storage facility capacity	Pcs	8004	6846

The Attachment shows the schematic diagram of reconstructed tanks of Object 86a for cement-grouted wastes storage.

The solidified wastes storage bay shall be equipped with:

- Protective ceiling with openings to be closed with removable protection plates;
- Guiding rails to provide for placing drums with cement-grouted sludges or cans with vitrified waste into 29 and 21÷22 rows, considering the height, respectively;
- Stainless steel lining;
- Air channels for ventilation and heat removal.

The process hall shall be equipped with:

- The adapter plate with a protective sliding gate placed above the charged cell;
- Combine extract and input ventilation system;
- Remote control system and visual inspection over the working machinery installed in the process hall.
- In addition, there is a need in some Object reconstruction activities, including:
- Mounting of additional floors/ceilings;
- Lining activities;
- Mounting of guiding rails for placing packages;
- Mounting of loading and transfer equipment for the storage area;
- Mounting of equipment for auxiliary and servicing systems.

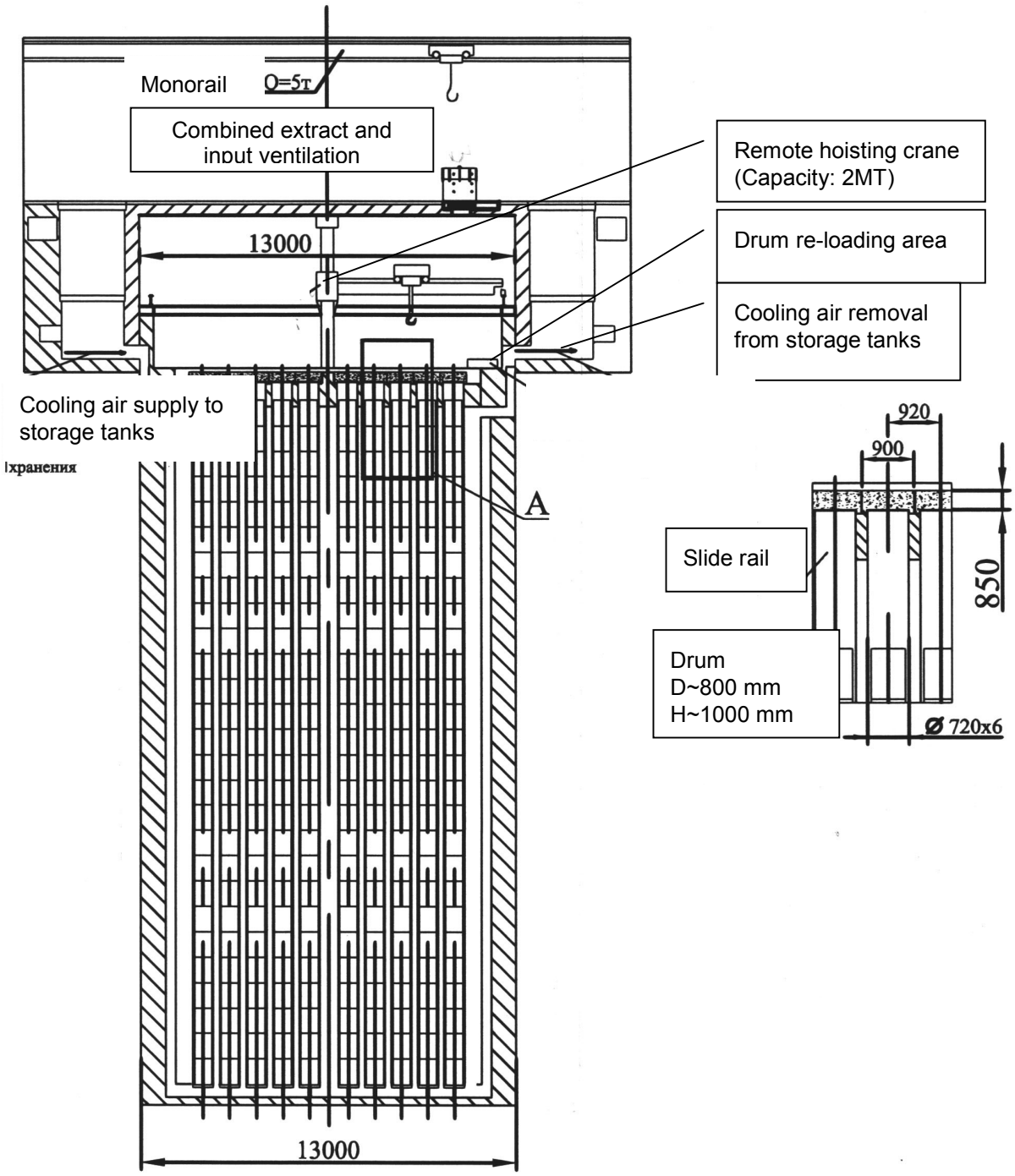
Object 86a is part of the Radiochemical Plant connecting it via a single transfer and communication network. The Object is located at the guarded territory of the plant.

The construction and assembly activities will be supported by rail shipments (structural materials and equipment) as always been done for Object 231. At the intersection of Object 231 with Object 73-75-78 materials and equipment are handled with crane for Object 78 from the platform to Object 238a, where the 20-MT crane transfers the materials to the place of re-loading at Object 86a.

Packages containing solidified radwaste from the MOX-fuel production are transferred according to the following pattern: railroad for Object 234 → railroad for Object 231 → Object 73-75-78 → Object 238a → Object 86a.

Attachment

Option of Area 86a Tank Reconstruction for Cement-grouted Wastes Storing.



Альтернативные варианты заключительных этапов обращения с РАО завода MFFF-R

В. П. Бейгул, Т. А. Гупало, ВНИПИпромтехнологии, Москва

В российской "Концепции по обращению с ОЯТ" принято, что для безопасного захоронения долгоживущих экологически опасных отходов нужно создать подземный могильник на Нижнеканском массиве. В настоящее время участок для его размещения найден и ВНИПИПТ проводит необходимые исследования для обоснования строительства подземной лаборатории. Могильник РАО может быть построен не ранее, чем через 20 лет.

Исходя из этого, следует логичный вывод: нужно предусмотреть хранение всех долгоживущих ВАО и САО в течение 30 лет или более. Это и рекомендовано в основном варианте ТЭИ для завода MFFF-R.

Однако для небольших объемов долгоживущих отходов, в качестве альтернативного варианта, может быть разработан способ их безопасного захоронения в существующих свободных подземных объектах ГХК, без предварительного длительного хранения. Основными барьерами, обеспечивающими безопасную изоляцию отходов, будут бентонитовый барьер толщиной несколько метров и слабопроницаемый массив пород на глубине около 250 метров.

Концептуальные решения альтернативного варианта разработаны на основании данных ВНИИНМ и ВНИПИЭТ по характеристикам и объемам отходов от конверсии Pu и производства МОХ-топлива, которые представлены в таблицах 1 и 2. Годовой объем остеклованных Am-содержащих отходов с содержанием Am 0.13% масс. составляет 7.5 м^3. Годовое количество твердых Pu-содержащих отходов со средним содержанием Pu не более 0.06% масс. – 21 тонна (рис.1).

На рис.2 показан предлагаемый вариант обращения с основными видами отходов завода MFFF-R, который отличается от основного варианта обращением с альфа-содержащими РАО.

Общий объем остеклованных Am-содержащих и твердых Pu-содержащих РАО за 10 лет работы завода MFFF-R может составить около 140 м^3, или около 4.2% общего объема одной из существующих подземных емкостей ГХК (рис.3).

Am-содержащие стекла рекомендуется разливать в упаковки по 0.08 м^3/упаковку, с учетом тепловыделения отходов и схемы их размещения внутри емкости. Pu-содержащие твердые отходы измельчаются и упаковываются в бочки по 0.2 м^3/бочку, при этом в ТЭИ рекомендовано рыхлые и пылящие отходы заливать цементным раствором. В результате размещения всех отходов с Am и Pu, образовавшихся за 10 лет работы завода MFFF-R, **будет занято менее 30% одной подземной емкости**.

Даже для варианта 2 (с увеличенным объемом Pu-содержащих отходов от производства МОХ-топлива) будет достаточно одной емкости, т.к. все отходы с Am и Pu составят 18.7% ее объема (рис.3).

На рис.4 показана емкость ГХК, рекомендуемая для захоронения долгоживущих отходов завода MFFF-R. Цилиндрическая емкость диаметром 12 м, высотой 30 м, общим объемом 3391 м^3, расположена на глубине 250 м, на расстоянии 1900 м от Енисея, на слабопроницаемом участке массива пород ГХК.

В соответствии с разработанными техническими решениями, упаковки с РАО займут около 20% общего объема емкости, около 80% будет заполнено бентонитовой смесью. Это обеспечит восстановительные условия внутри емкости, диффузионный массоперенос и низкую растворимость радионуклидов, длительный период миграции в бентоните, радиоактивный распад и сорбцию радионуклидов.

Для предварительной оценки безопасности выполнено математическое моделирование процессов массопереноса и сорбции радионуклидов Pu-239 и Np-237 в системе инженерных барьеров. Am-241, с периодом полураспада 432 года, переходит в Np-237 с периодом полураспада 2.14 миллиона лет, поэтому анализ безопасности на длительные периоды времени выполнен для Np-237, а не Am-241.

В соответствии с российскими нормативными документами, следует выполнить математическое моделирование и оценку безопасности на период 10 тыс.лет, а затем обосновать, что в дальнейшем отсутствуют объективные причины для значительного ухудшения показателей безопасности. Результаты математического моделирования показаны на рис.5 и 6.

На основании многолетних исследований в межнациональных исследовательских центрах в Швейцарии, Японии, Швеции, Великобритании, наиболее вероятное значение Kd для Pu, Am, Np равно 5 $м^3$/кг, консервативные значения – 0.5-1.0 $м^3$/кг.

Для Pu-239 (рис.5) из емкости ГХК за пределы бентонитового барьера толщиной 2.4 м может выйти: за 10 тыс.лет - $7\cdot10^{-9}$ %, за 200 тыс.лет – 0.0003 % захораниваемого количества Pu.

Для Np-237 (рис.6) за пределы бентонитового барьера толщиной 3.2 м за 10 тыс.лет в массив может выйти - $8\cdot10^{-9}$ %, за 200 тыс.лет – не более 0.008 % Np.

Таким образом, при захоронении РАО в емкостях ГХК может быть обеспечена очень высокая степень изоляции Pu, Am, Np даже в пределах системы инженерных барьеров. Слабопроницаемый массив пород является дополнительным барьером, гарантирующим стабильность могильника РАО на сотни тысяч лет и безопасную изоляцию захораниваемых отходов

.

Таблица 1.Характеристики отходов от конверсии оружейного плутония (ВНИИНМ)

Тип отходов	Количество отходов, кг/год	Содержание Pu, г/кг	Общее количество Pu, г/год	Общая активность, Бк
Металлические отходы	3254.0	<0.15	<490.0	$1.1\cdot10^{12}$
Сметки, счистки	10.0	<200.0	2000.0	$4.6\cdot10^{17}$
Твердые горючие отходы	1530.0	<0.15	<230.0	$5.3\cdot10^{11}$
Фильтры ФПП Стекловолокно от ФАРТОС	69.0 36.0	<10.0 <10.0	<690.0 <360.0	$1.6\cdot10^{12}$ $8.3\cdot10^{11}$
Жидкие Am-содержащие отходы и раствор от карбонатной и кислотной промывок	141.7 $м^3$/год	Am -0.16 г/л Pu – 1 мг/л	Am -22.7 кг/год Pu – 142 г/год	Am-$2.9\cdot10^{15}$ Pu-$3.3\cdot10^{11}$
Отработанный экстрагент	11.0 $м^3$/год	<1 мг/л	<11.0	$2.5\cdot10^{10}$
Газообразные (азот, аргон)	150000 $м^3$/год	<0.0002 г/$м^3$	<30.0	$6.9\cdot10^{10}$
Растворы от мойки полов	250 $м^3$/год	<0.0005 г/л	<125.0	$3.6\cdot10^{11}$

Таблица 2. Характеристики отходов от производства МОКС-топлива (ВНИИНМ)

Тип отходов	Кол-во отходов, кг/год	Удельное содержание Pu, г/кг	Общее количество Pu, г/год, (Активность, Бк)	Способ подготовки отходов к переработке и хранению
Металлические отходы, в том числе: -стаканы после перетаривания PuO_2 - молибденовые лодочки - куски, стружка циркониевой оболочки - шары - оснастка из нерж.ст., детали аппаратов, корпуса фильтров после разделки	 4000 (1740) 210 500 150 7320	 1.7* 1.7* 0.6* <0.15 0.6* <0.15	 6800 ($1.56\cdot10^{13}$) 2958 ($6.8\cdot10^{12}$) 126 ($2.9\cdot10^{11}$) <75 (,$7\cdot10^{11}$) 90 ($2.1\cdot10^{11}$) <1098 ($2.53\cdot10^{12}$)	Ввиду высокого содержания Pu на стенках, стаканы и лодочки после использования <u>направляют на извлечение Pu</u> и кондиционирование.
Твердые отходы: - горючие - фильтры ФПП и стекловолокнистые фильтры - негорючие (керамика, стекловолокно фильтров 2 ступени, лабораторная посуда)	 2970 250 620	 <0.15 0.6* <1.5 <0.15 <0.003	 <453($1.0\cdot10^{12}$) 150($3.5\cdot10^{11}$) <180($4.1\cdot10^{11}$)	Сортировка отходов. Упаковка в контейнеры, передача на кондиционирование. На переработку для <u>извлечения плутония.</u>
Сметки, счистки	22	<70	1540 ($3.5\cdot10^{12}$)	На переработку для <u>извлечения Pu</u>
Бракованные таблетки	1340	-	-	Сбор в стаканы, передача для повторного использования
Вакуумное масло	650 л/год	<0.001 г/л	<0.65 ($1.5\cdot10^{9}$)	Сбор в спецемкость. Передача на временное хранение
Газообразные отходы (азот, аргон)	1839600 $м^3$/г	<0.0002 г/л	<365 ($8.4\cdot10^{11}$)	В систему газоочистки
Строительный мусор	1000	<0.001 г/$м^3$	<1 ($2.3\cdot10^{9}$)	-

* по данным MFFF (см. письмо концерна ТВЭЛ исх.№ 05-02/3486 от 08. 04.04)

Рис.1. Отвержденные и твердые РАО с Am и Pu

Твердые Pu-содержащие отходы

7.5 м^3/год, стекла, 0.13% мас. Am

21 тонна/год, 0.06% мас. Pu

Жидкие Am-содержащие отходы
Am-22.7 кг/год
Pu-0.14 кг/год

Тип ТРО	кг/год	гPu/кгРАО	кгPu/год
Металлические отходы Сметки, счистки	15466	<0.78	<12.117
Твердые горючие отходы	4500	<0.15	<0.675
Фильтры Негорючие отходы	975	<1.42	<1.38
ИТОГО	20941	<0.68	<14.17

Рис.2. Варианты окончательной изоляции РАО завода MFFF-R

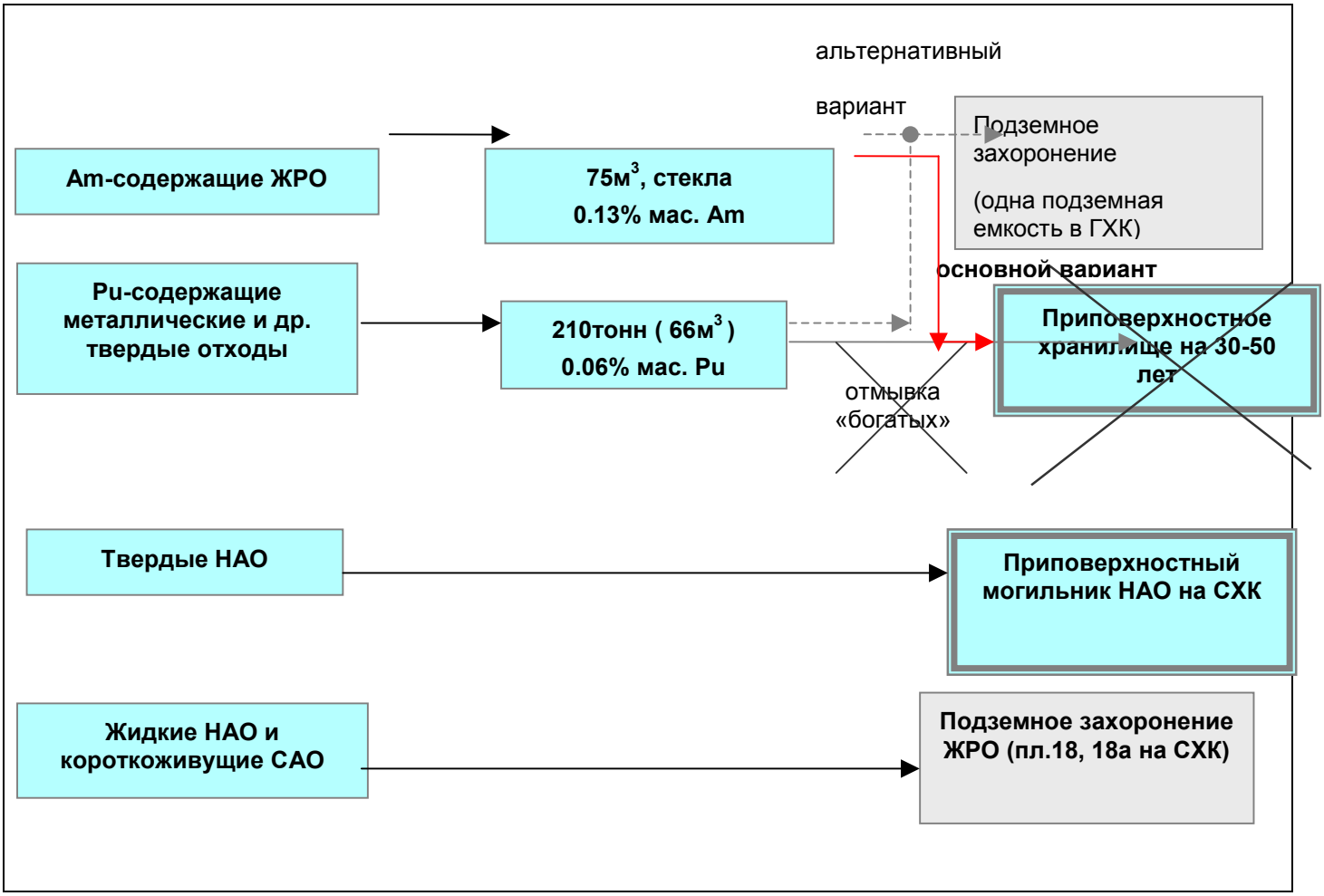
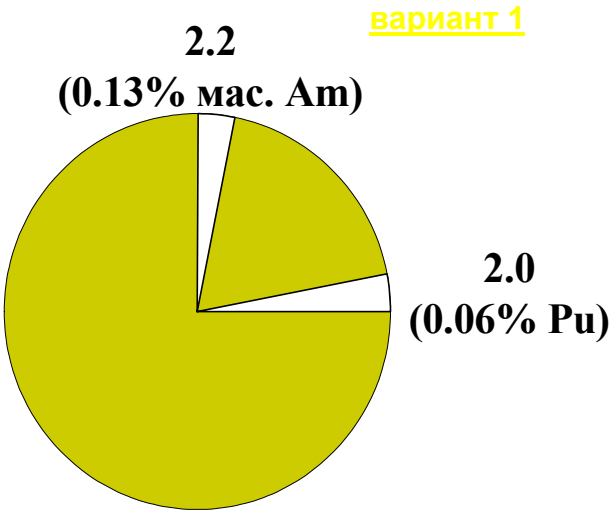


Рис.3. Варианты захоронения на ГХК отвержденных и твердых РАО с Am и Pu

Вариант исходных данных	Тип отходов	Объем за 10 лет, $м^3$	Содержание радионуклида, %мас.	Доля от объема емкости, %		Объем РАО в упаковке, $м^3$	Количество упаковок в год, шт/год
1	Am-содержащие стекла	75	0.13	2.2	4.2	0.08	94
	Pu-содержащие твердые отходы	66	<0.06	2.0		0.2	33
2	Am-содержащие стекла	75	0.13	2.2	18.7	0.08	94
	Pu-содержащие твердые отходы	160 400	<0.03 0.0002	4.7 11.8		0.2 0.2	80 200

Доли РАО в объеме емкости



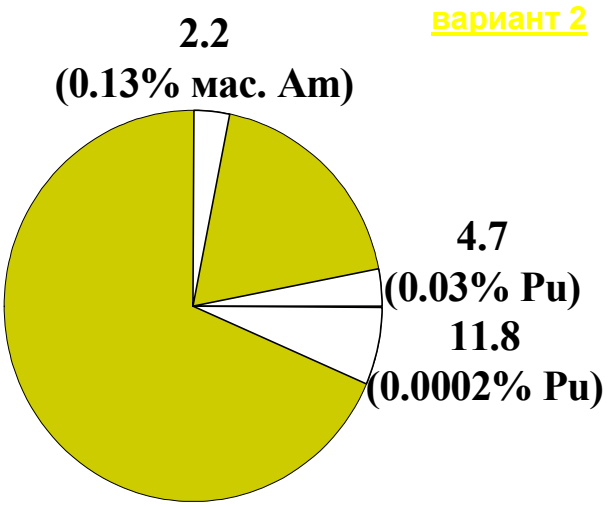


Рис.4. Характеристики подземной емкости ГХК

Диаметр – 12м
Высота – 30м
Глубина расположения – 250м
Расстояние до Енисея – 1900м

Общий объем – 3391м^3
РАО – до 20% объема емкости
Бентонитовая смесь – 80%

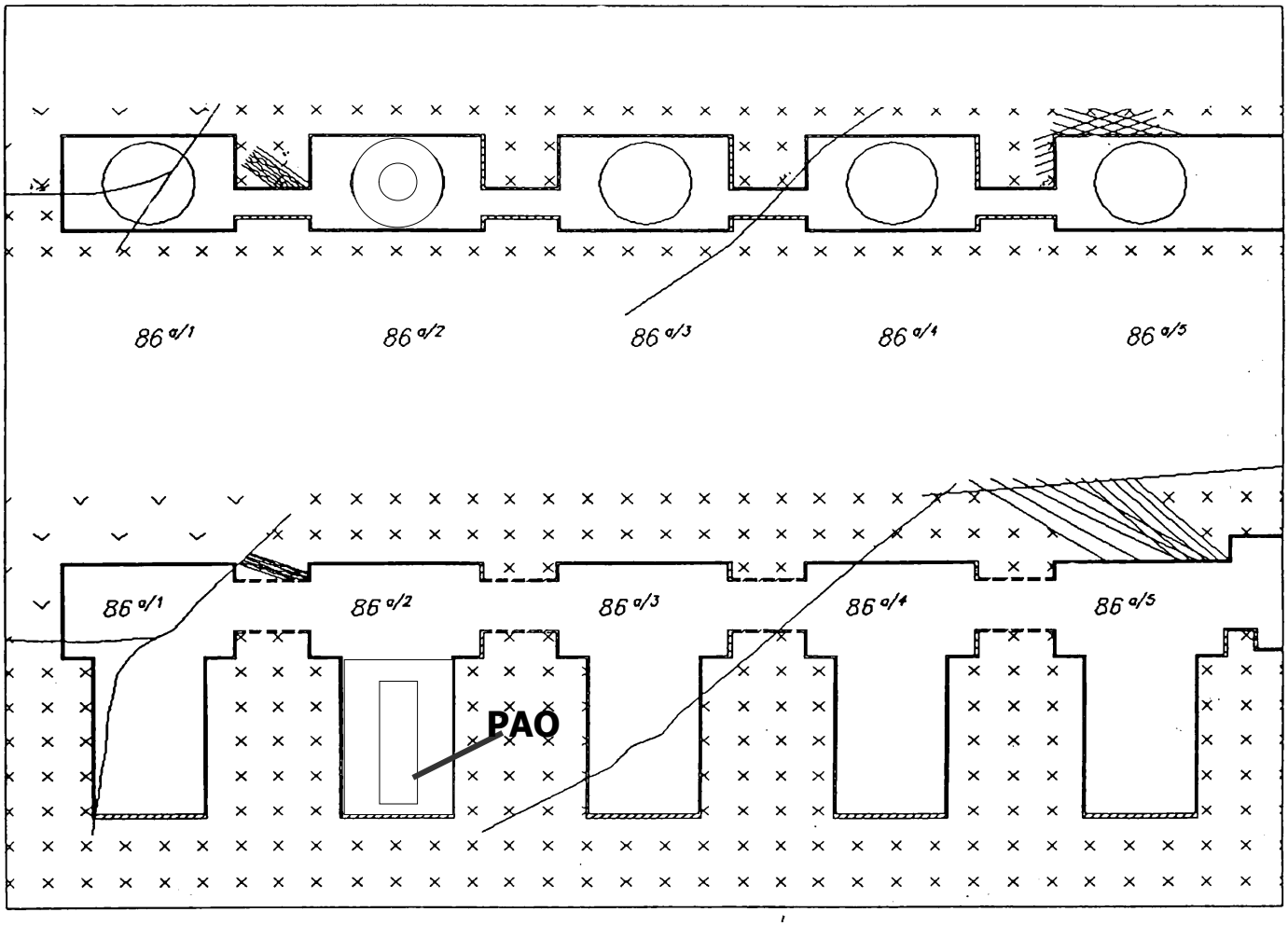


Рис. 5. Предварительная оценка безопасности. Доля выхода Pu из подземной емкости ГХК.

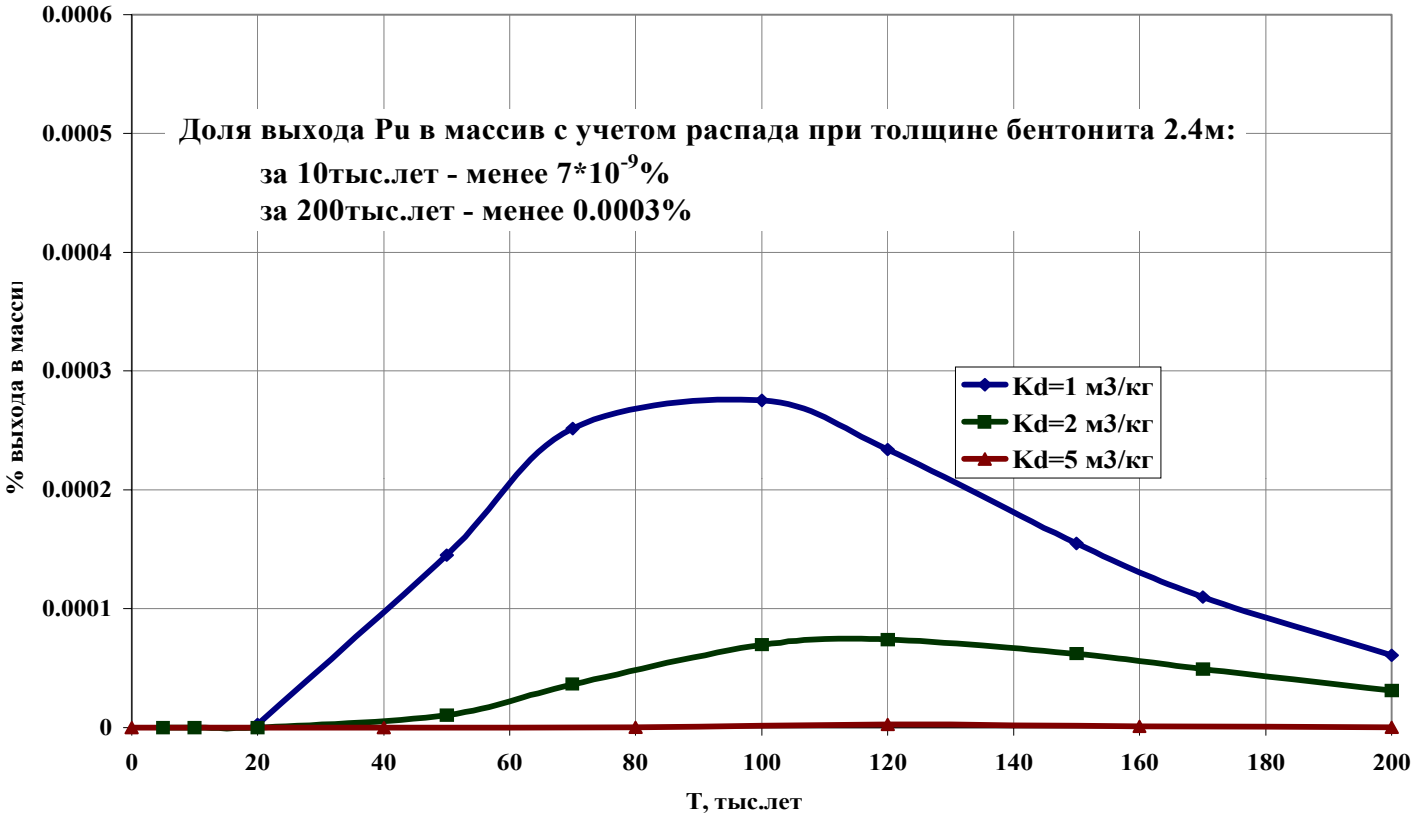
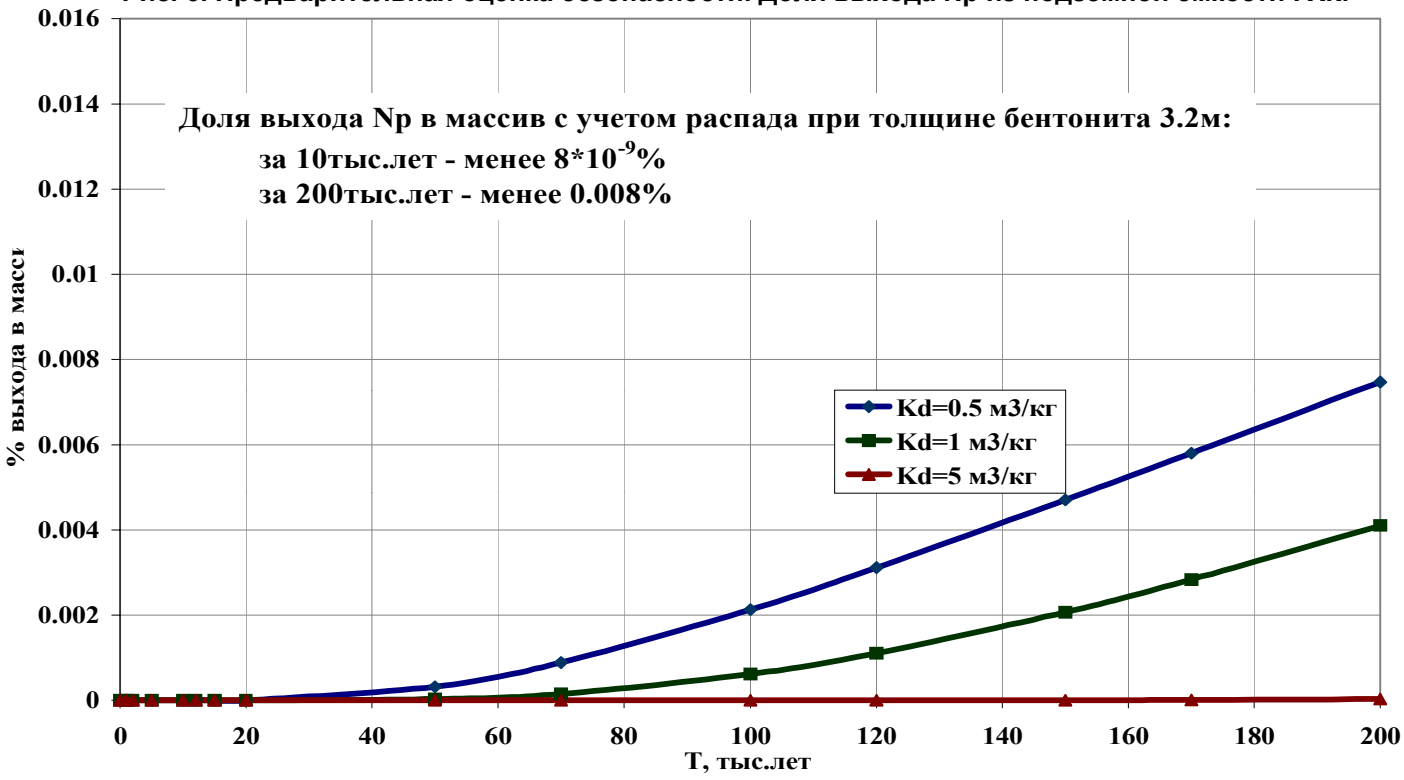


Рис. 6. Предварительная оценка безопасности. Доля выхода Np из подземной емкости ГХК.



Выводы

1. Предлагается исключить длительное приповерхностное хранение кондиционированных альфа-содержащих РАО, а сразу захоронить их в одной из существующих подземных емкостей ГХК.
2. Захоронение всех РАО завода MFFF-R без предварительного длительного хранения позволит исключить:
   - - строительство приповерхностного хранилища РАО;
   - - отмывку твердых РАО, "богатых" по Pu;
   - - хранение отходов в течение 30-50 лет.

Это обеспечит эффективное и окончательное решение проблемы обращения с отходами завода MFFF-R.

Альтернативные варианты заключительных этапов обращения с РАО завода MFFF-R.

В.П.Бейгул Т.А.Гупало, (ВНИПИПТ, Москва)

Цель сообщения: обоснование возможности безопасного захоронения отвержденных и твердых альфа-содержащих РАО завода MFFF-R в одной подземной емкости ГХК

Характеристики отходов от конверсии оружейного плутония (ВНИИНМ)

Тип отходов	Количество отходов, кг/год	Содержание Pu, г/кг	Общее количество Pu, г/год	Общая активность, Бк
Металлические отходы	3254.0	<0.15	<490.0	$1.1\cdot10^{12}$
Сметки, счистки	10.0	<200.0	2000.0	$4.6\cdot10^{17}$
Твердые горючие отходы	1530.0	<0.15	<230.0	$5.3\cdot10^{11}$
Фильтры ФПП Стекловолокно от ФАРТОС	69.0 36.0	<10.0 <10.0	<690.0 <360.0	$1.6\cdot10^{12}$ $8.3\cdot10^{11}$
Жидкие Am-содержащие отходы и раствор от карбонатной и кислотной промывок	141.7 $м^3$/год	Am -0.16 г/л Pu – 1 мг/л	Am -22.7 кг/год Pu – 142 г/год	Am-$2.9\cdot10^{15}$ Pu-$3.3\cdot10^{11}$
Отработанный экстрагент	11.0 $м^3$/год	<1 мг/л	<11.0	$2.5\cdot10^{10}$
Газообразные (азот, аргон)	150000 $м^3$/год	<0.0002 г/$м^3$	<30.0	$6.9\cdot10^{10}$
Растворы от мойки полов	250 $м^3$/год	<0.0005 г/л	<125.0	$3.6\cdot10^{11}$

Характеристики отходов от производства МОКС-топлива (ВНИИНМ)

Тип отходов	Кол-во отходов, кг/год	Удельное содержание Pu, г/кг	Общее количество Pu, г/год, (Активность, Бк)	Способ подготовки отходов к переработке и хранению
Металлические отходы, в том числе: -стаканы после перетаривания PuO_2 - молибденовые лодочки - куски, стружка циркониевой оболочки - шары - оснастка из нерж.ст., детали аппаратов, корпуса фильтров после разделки	4000 (1740) 210 500 150 7320	1.7* 1.7* 0.6* <0.15 0.6* <0.15	6800 ($1.56\cdot10^{13}$) 2958 ($6.8\cdot10^{12}$) 126 ($2.9\cdot10^{11}$) <75 (,$7\cdot10^{11}$) 90 ($2.1\cdot10^{11}$) <1098 ($2.53\cdot10^{12}$)	Ввиду высокого содержания Pu на стенках, стаканы и лодочки после использования направляют на извлечение Pu и кондиционирование.
Твердые отходы: - горючие - фильтры ФПП и стекловолокнистые фильтры - негорючие (керамика, стекловолокно фильтров 2 ступени, лабораторная посуда)	2970 250 620	<0.15 0.6* <1.5 <0.15 <0.003	<453($1.0\cdot10^{12}$) 150($3.5\cdot10^{11}$) <180($4.1\cdot10^{11}$)	Сортировка отходов. Упаковка в контейнеры, передача на кондиционирование. На переработку для извлечения плутония.
Сметки, счистки	22	<70	1540 ($3.5\cdot10^{12}$)	На переработку для извлечения Pu
Бракованные таблетки	1340	-	-	Сбор в стаканы, передача для повторного использования
Вакуумное масло	650 л/год	<0.001 г/л	<0.65 ($1.5\cdot10^{9}$)	Сбор в спецемкость. Передача на временное хранение
Газообразные отходы (азот, аргон)	1839600 $м^3$/г	<0.0002 г/л	<365 ($8.4\cdot10^{11}$)	В систему газоочистки
Строительный мусор	1000	<0.001 г/$м^3$	<1 ($2.3\cdot10^{9}$)	-

* по данным MFFF (см. письмо концерна ТВЭЛ исх.№ 05-02/3486 от 08.04.04)

Отвержденные и твердые РАО с Am и Pu

7.5 м^3/год, стекла, 0.13% мас. Am

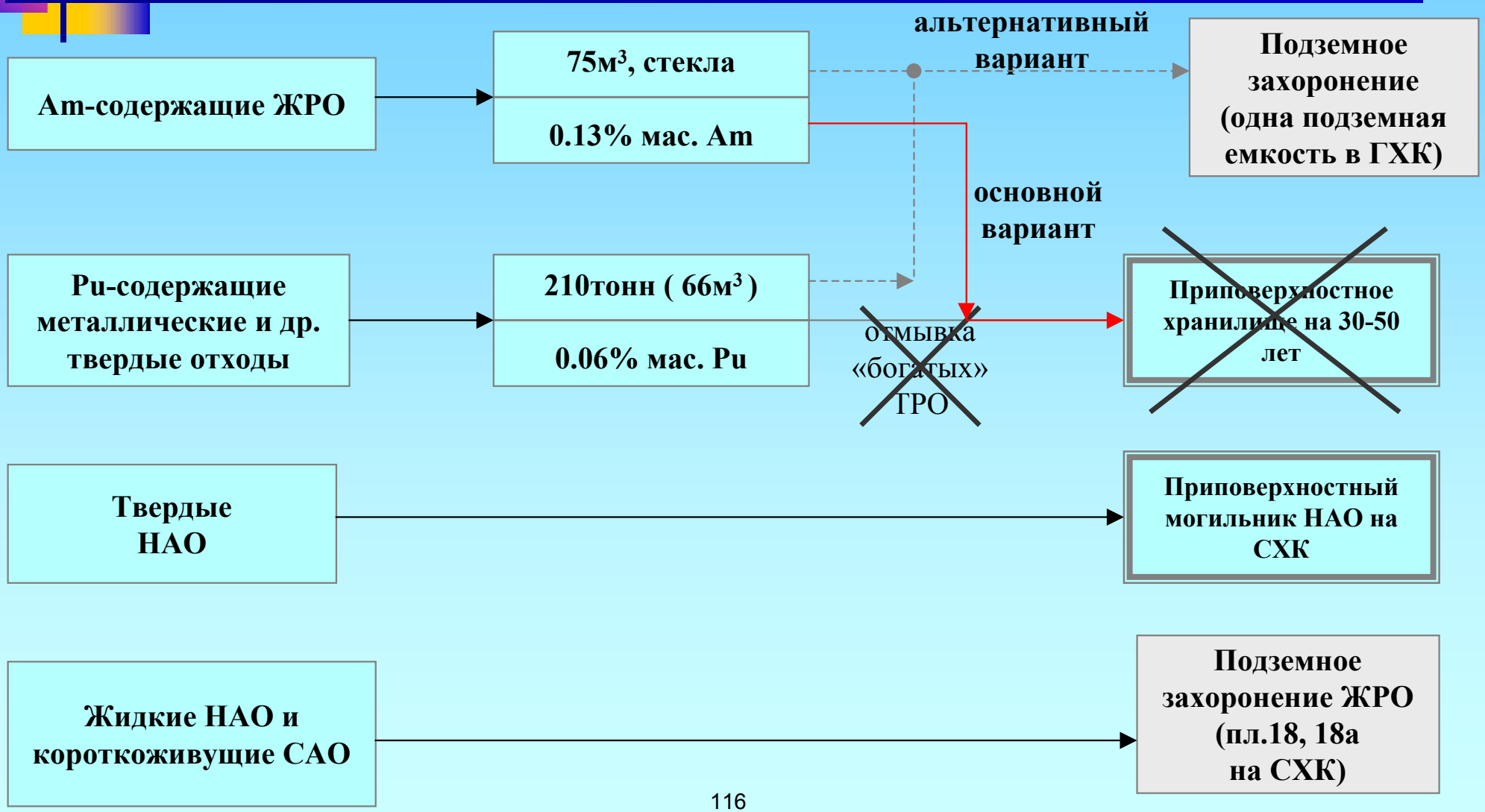
21 тонна/год, 0.06% мас. Pu

Жидкие Am-содержащие отходы
Am-22.7 кг/год
Pu-0.14 кг/год

Твердые Pu-содержащие отходы

Тип ТРО	кг/год	гPu/кгРАО	кгPu/год
Металлические отходы Сметки, счистки	15466	<0.78	<12.117
Твердые горючие отходы	4500	<0.15	<0.675
Фильтры Негорючие отходы	975	<1.42	<1.38
ИТОГО	20941	<0.68	<14.17

Варианты окончательной изоляции РАО завода MFFF-R

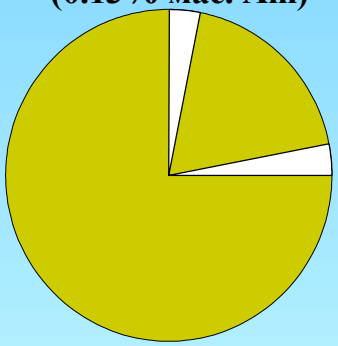


Варианты захоронения на ГХК отвержденных и твердых РАО с Am и Pu

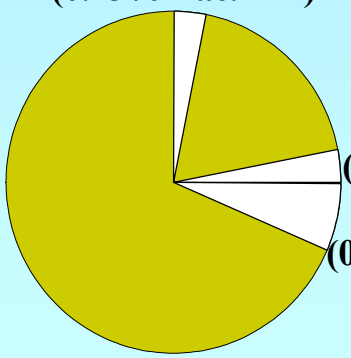
Вариант исходных данных	Тип отходов	Объем за 10 лет, $м^3$	Содержание радионуклида, %мас.	Доля от объема емкости, %		Объем РАО в упаковке, $м^3$	Количество упаковок в год, шт/год
1	Am-содержащие стекла	75	0.13	2.2	4.2	0.08	94
	Pu-содержащие твердые отходы	66	<0.06	2.0		0.2	33
2	Am-содержащие стекла	75	0.13	2.2	18.7	0.08	94
	Pu-содержащие твердые отходы	160 400	<0.03 0.0002	4.7 11.8		0.2 0.2	80 200

Доли РАО в объеме емкости

вариант 1



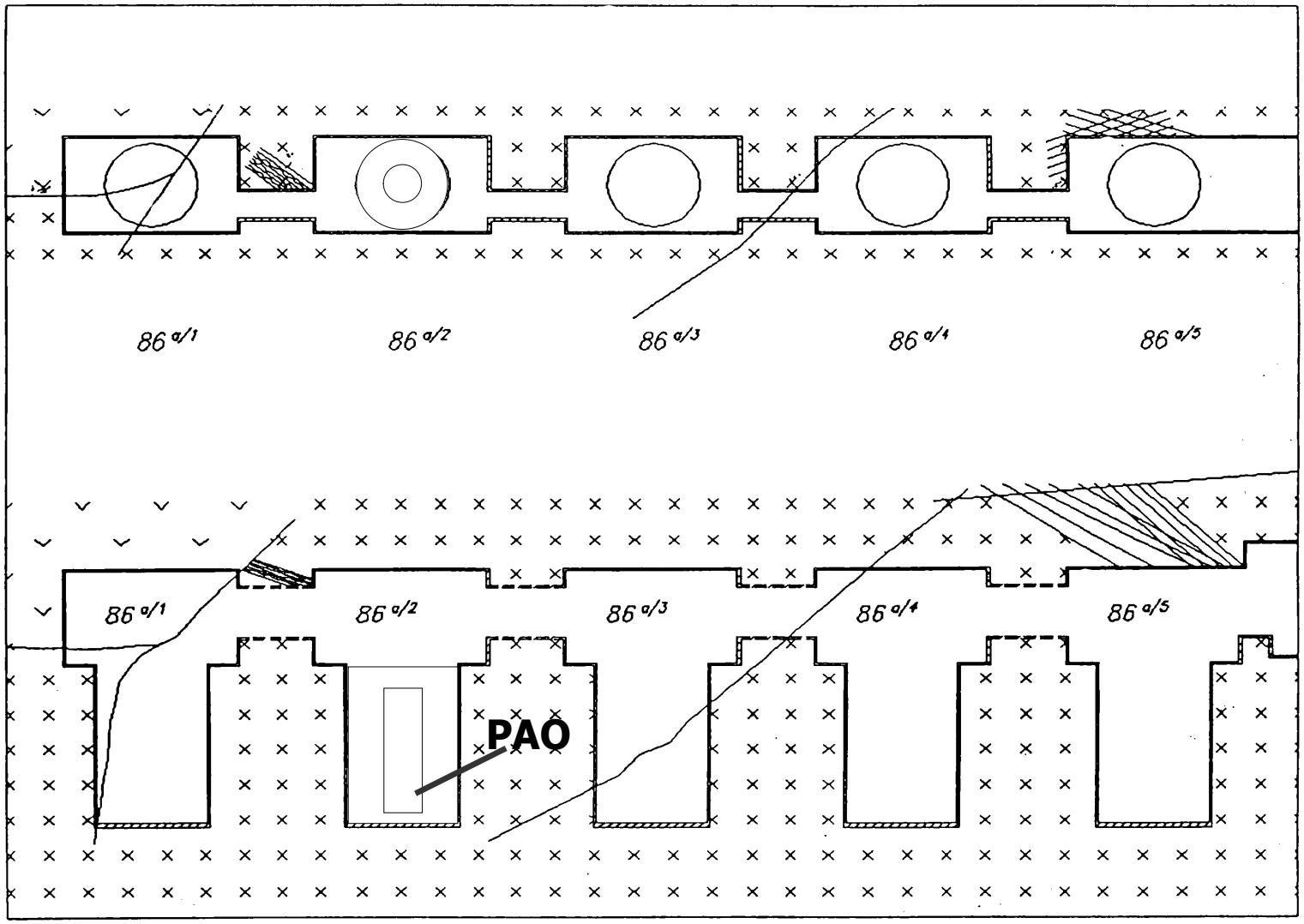
вариант 2



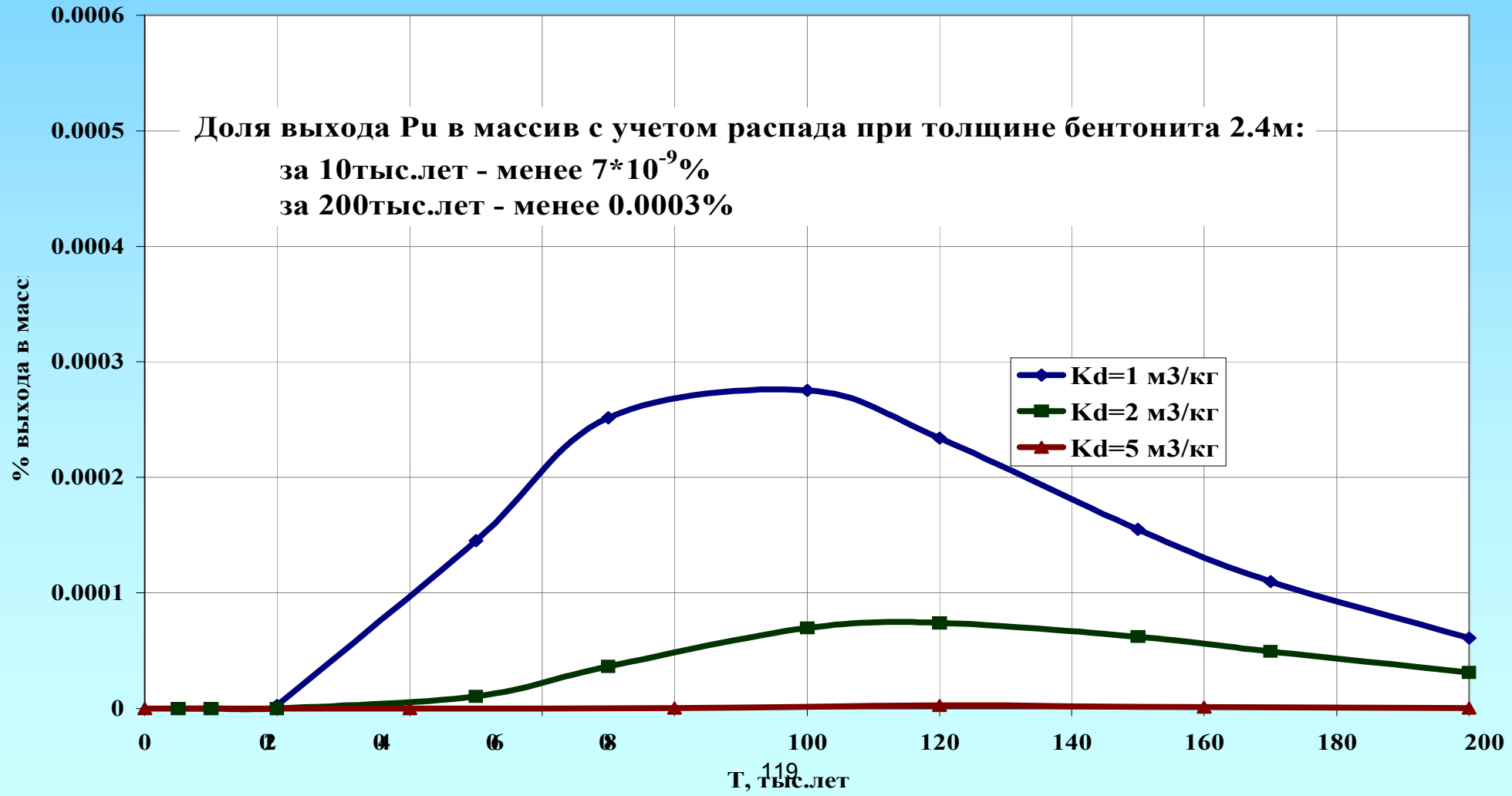
Характеристики подземной емкости ГХК

Диаметр – 12м
Высота – 30м
Глубина расположения – 250м
Расстояние до Енисея – 1900м

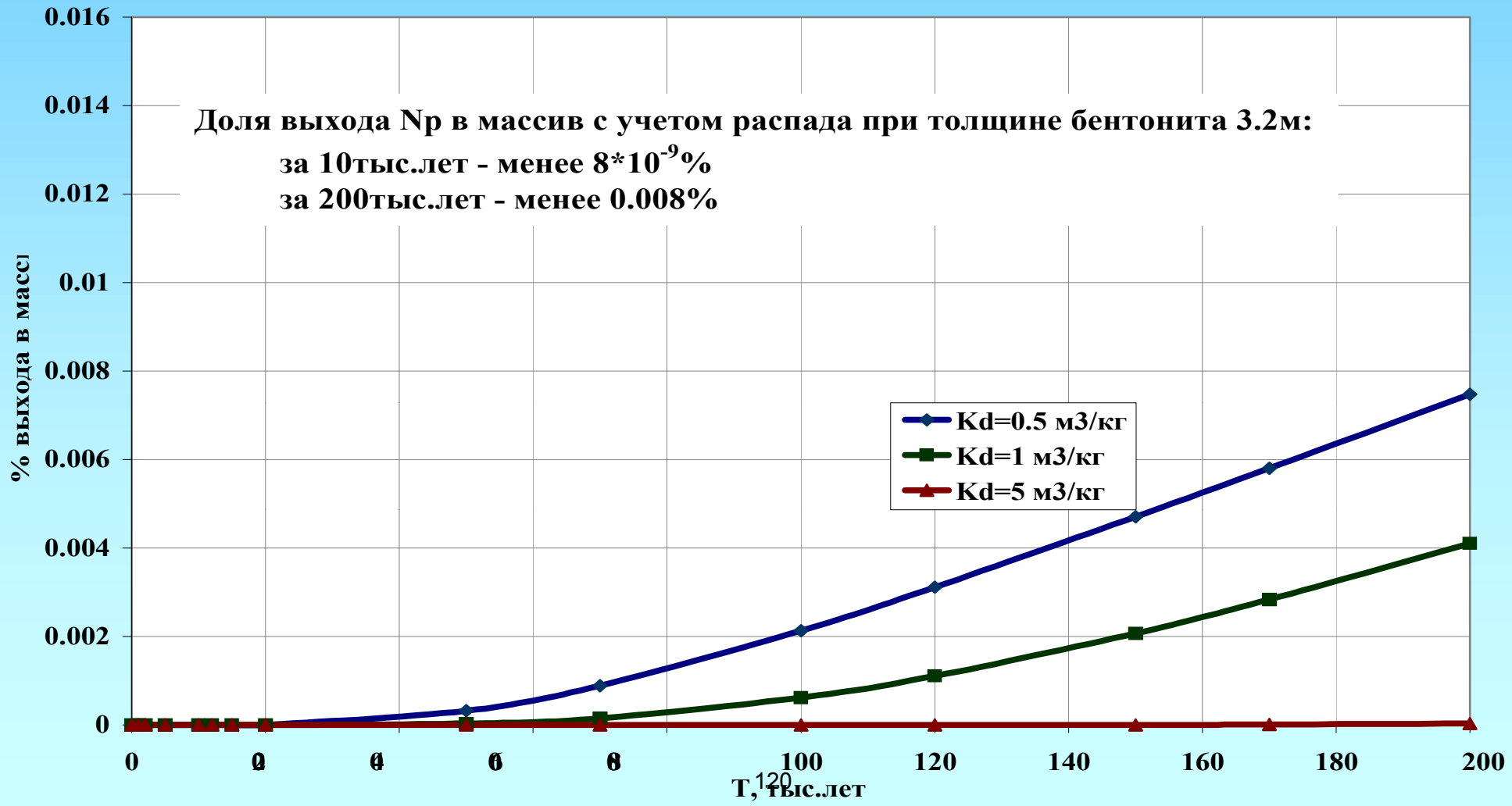
Общий объем – 3391м^3
РАО – до 20% объема емкости
Бентонитовая смесь – 80%



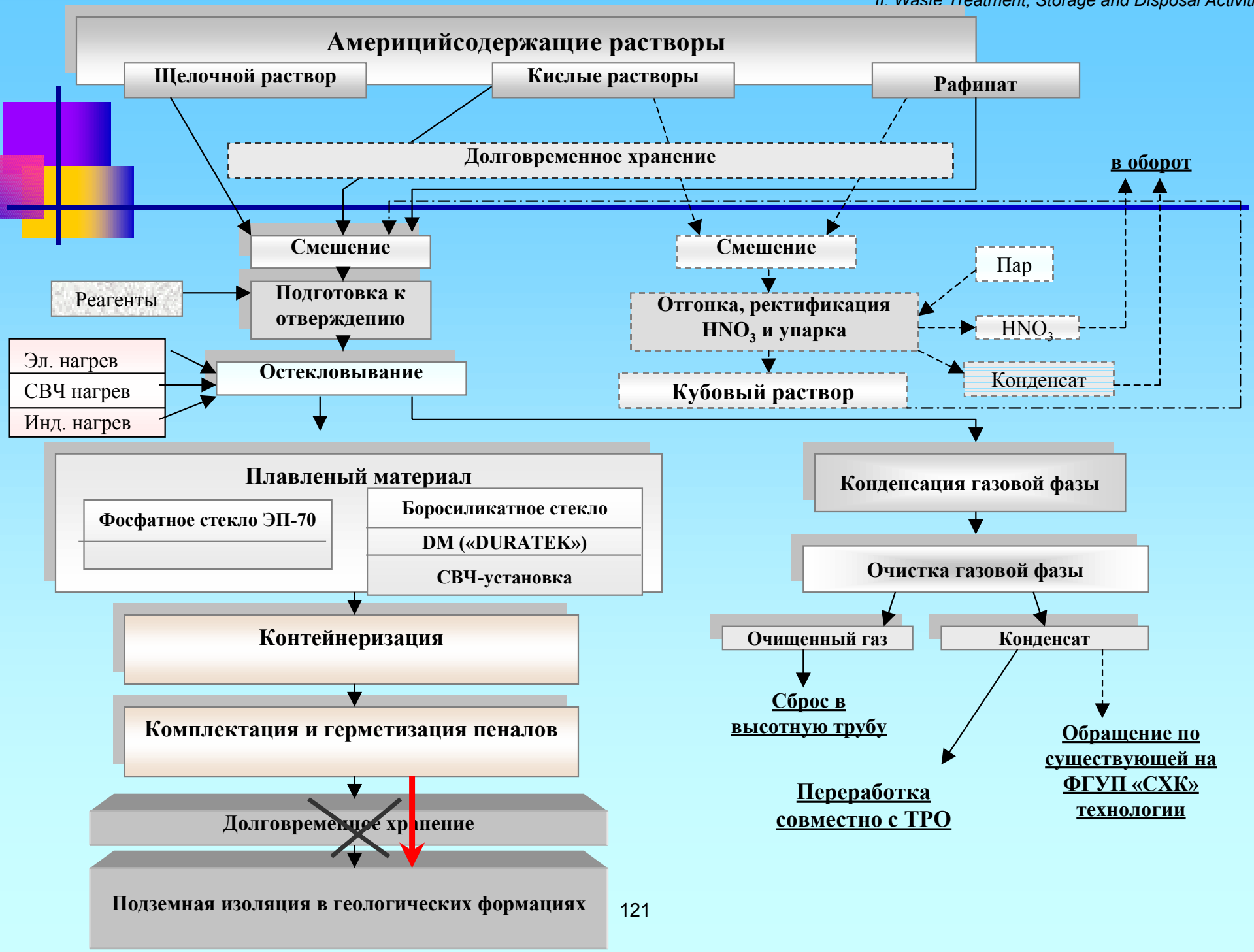
Предварительная оценка безопасности. Доля выхода Pu из подземной емкости ГХК



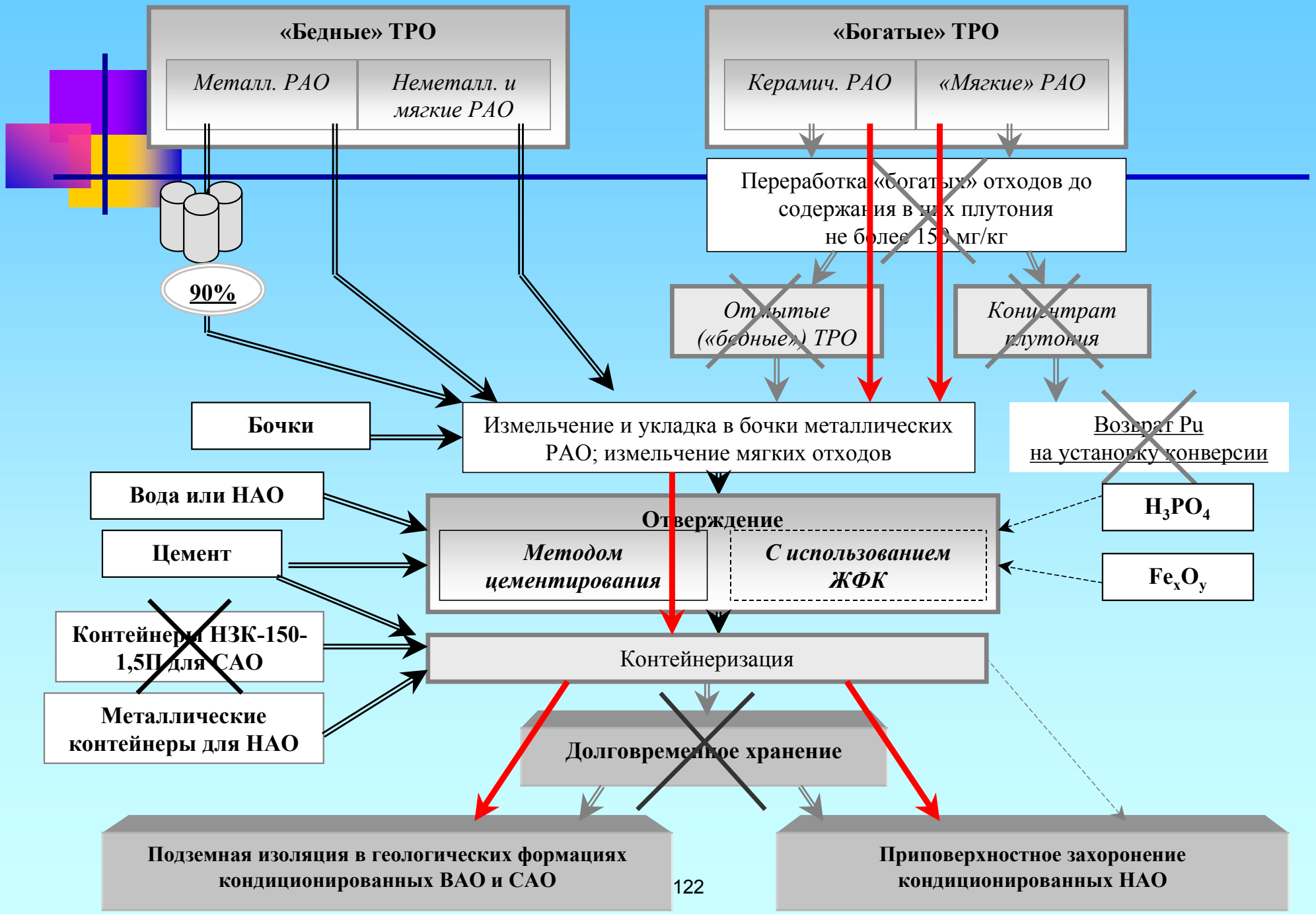
Предварительная оценка безопасности. Доля выхода Np из подземной емкости ГХК



Принципиальная схема вариантов обращения с Am-содержащими ЖРО



Принципиальная схема вариантов обращения с ТРО



ВЫВОДЫ И ПРЕДЛОЖЕНИЯ

1. Целесообразно исключить приповерхностное хранение кондиционированных РАО.

2. Все отвержденные Am-содержащие и твердые Pu-содержащие отходы, объемом соответственно 75м^3 и 66м^3 за 10 лет, могут быть захоронены в одной из существующих подземных емкостей ГХК. При этом будет занято менее 30% объема емкости.

3. Подземная емкость объемом 3390м^3 расположена на слабопроницаемом участке массива пород ГХК, на глубине 250м и расстоянии от Енисея 1900м и может быть использована для безопасного захоронения кондиционированных отходов, содержащих долгоживущие радионуклиды.

ВЫВОДЫ И ПРЕДЛОЖЕНИЯ

4. Выполнена предварительная оценка безопасности захоронения отходов, содержащих трансурановые элементы.

Благодаря большой толщине бентонитового барьера – 3.2м для упаковок с Am и Np; 2.4м для упаковок с Pu – в течение 200тыс. лет за пределы подземной емкости может выйти не более 0.008% Np, Am и Pu от их исходного количества в захораниваемых отходах завода MFFF-R.

5. Использование для безопасного подземного захоронения альфа-содержащих отходов свободной подземной емкости ГХК позволит исключить строительство приповерхностного хранилища РАО, отмывку твердых РАО, «богатых» по Pu, хранение отходов в течение 30-50 лет.

6. Захоронение всех РАО завода MFFF-R без предварительного длительного хранения позволит эффективно и окончательно решить проблему обращения с отходами от производства MOX-топлива.

Alternatives Of The Final Stages For RW From MFFF-R Management

V. P. Beygul T. A. Gupalo,
(VNIPIPT, Moscow)

Solidify and solid RW with Am и Pu

7.5 m^3/year, vitrification, 0.13% mass Am

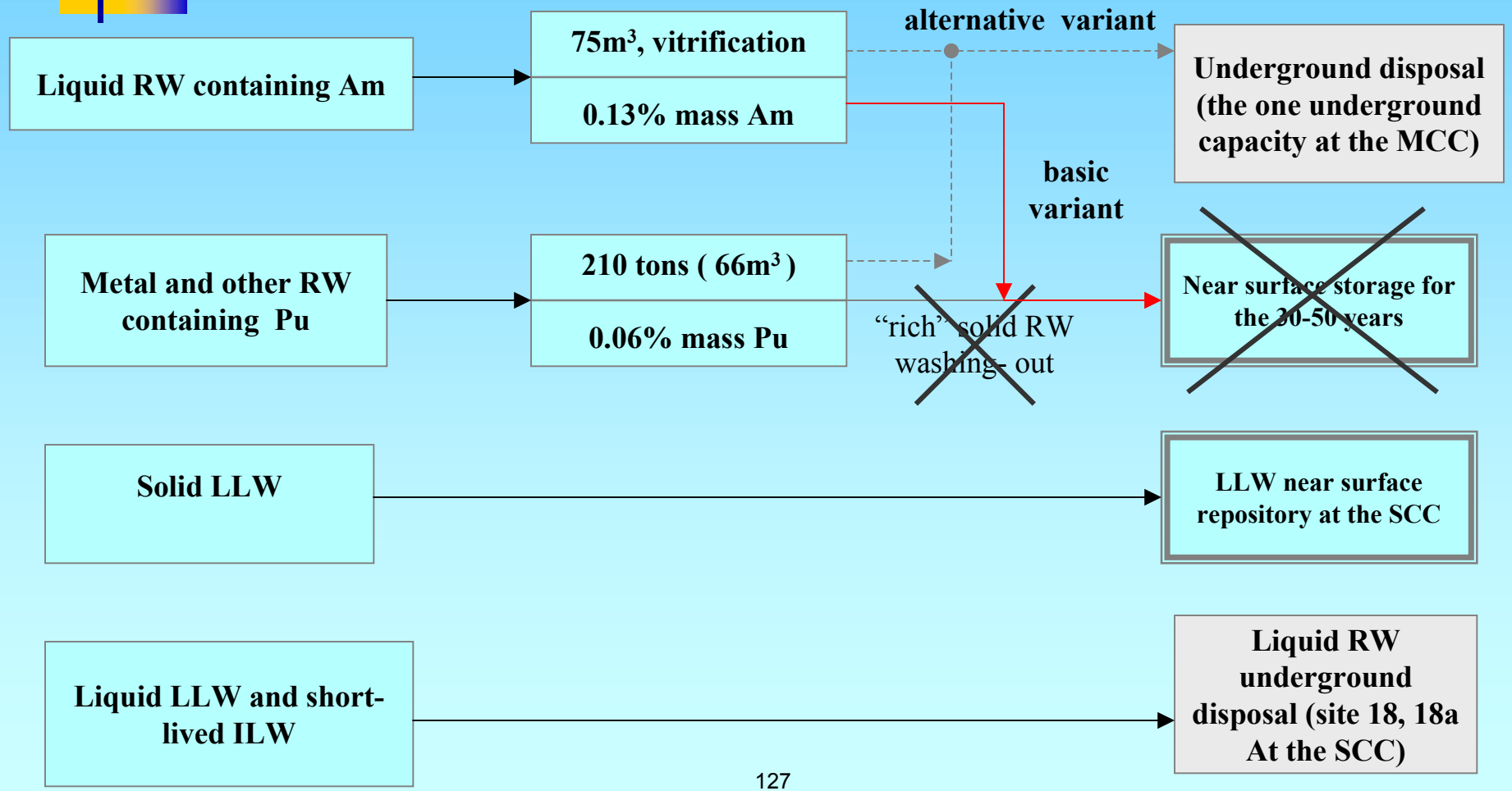
21 tons/year, 0.06% mass Pu

Liquid wastes containing Am
Am-22.7 kg/year
Pu-0.14 kg/year

Solid wastes containing Pu

Type of the solid RW	kg/year	gPu/kgRW	kgPu/year
Metal wastes Sweepings, peelings	15466	<0.78	<12.117
Solid combustible wastes	4500	<0.15	<0.675
Filter Incombustible wastes	975	<1.42	<1.38
Total	20941	<0.68	<14.17

RW from MFFF-R final isolation alternatives

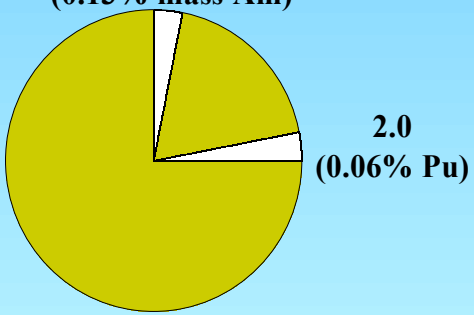


Alternatives of the solidified and solid RW containing Am and Pu disposal at the MCC

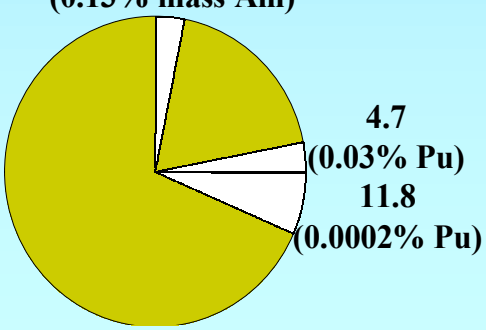
Basic data alternatives	Waste type	Volume for 10 years, m^3	Radionuclid content, %mass	Part from the capacity volume, %		RW volume in the package, m^3	Package quantity per year, pieces/year
1	Vitrification containing Am	75	0.13	2.2	4.2	0.08	94
	Solid wastes containing Pu	66	<0.06	2.0		0.2	33
2	Vitrification containing Am	75	0.13	2.2	18.7	0.08	94
	Solid wastes containing Pu	160 400	<0.03 0.0002	4.7 11.8		0.2 0.2	80 200

RW quota at the capacity volume

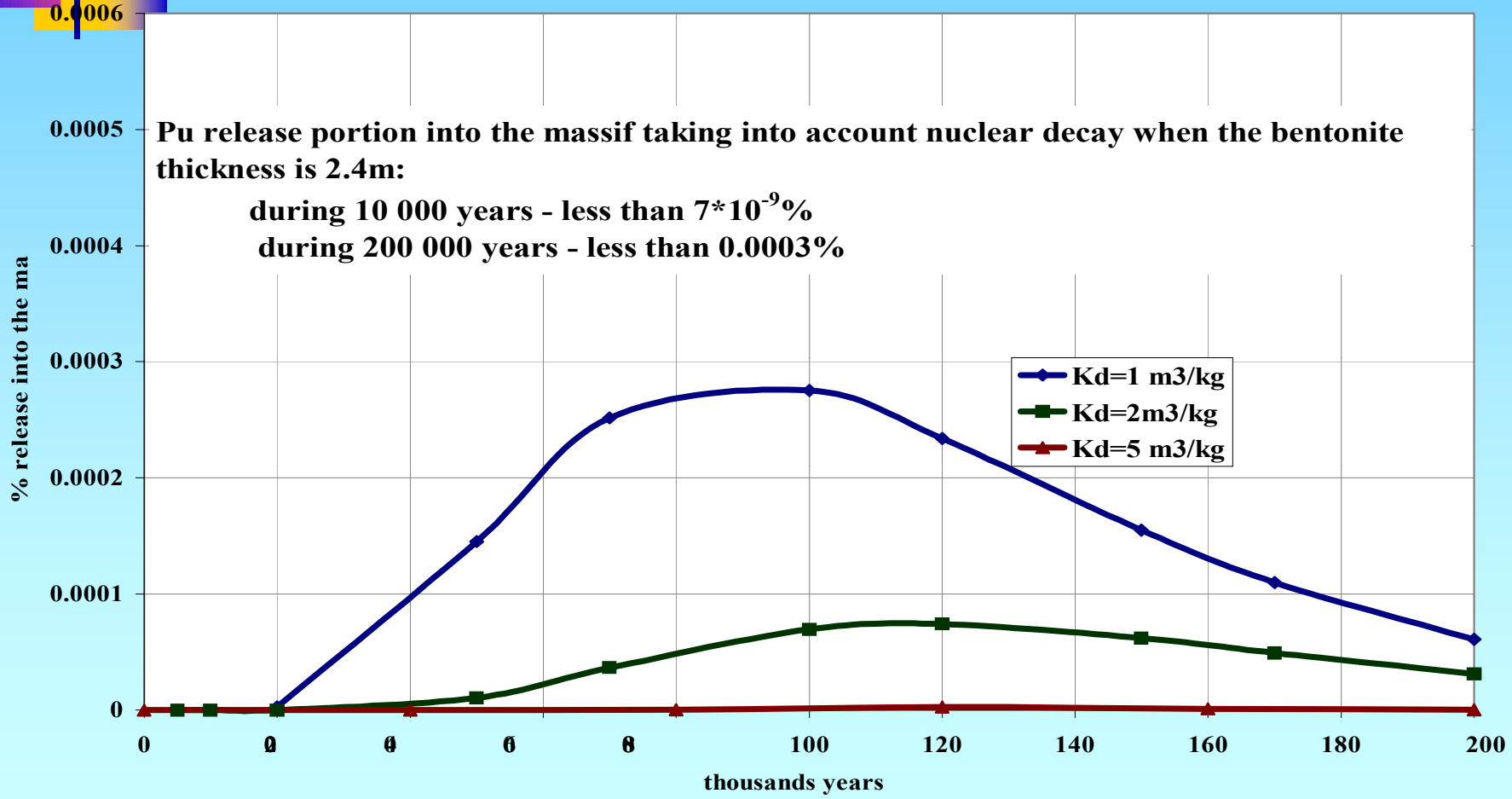
alternative 1



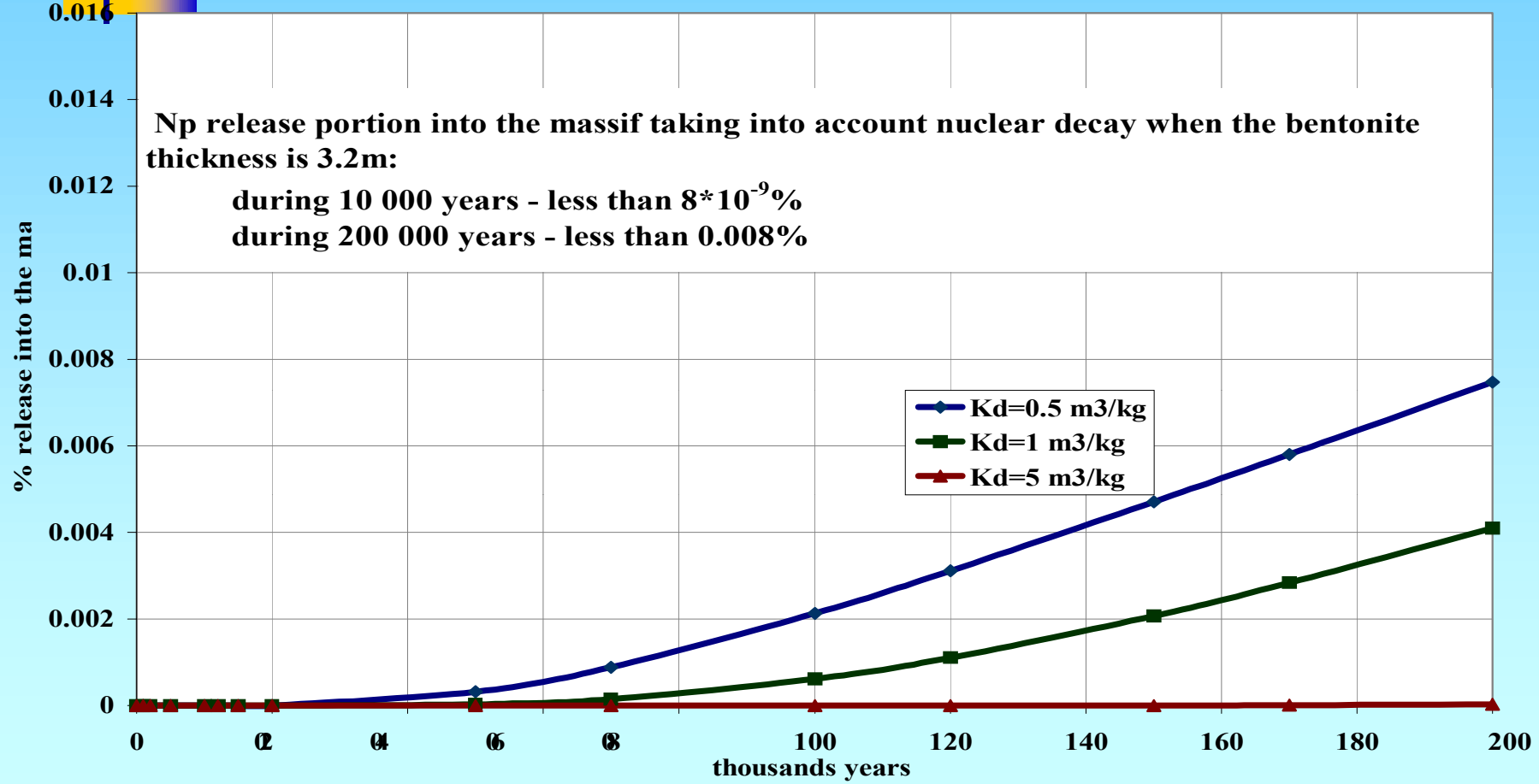
alternative 2



Preliminary safety assessment. Pu release portion from the MCC's underground facility



Preliminary safety assessment. Np release portion from the MCC's underground facility



CONCLUSIONS AND PROPOSALS

1. It is rationally to exclude conditioned RW near surface storage.

2. All solidified Am-containing and solid Pu-containing wastes with volume 75 m^3 and 66 m^3 respectively for 10 years can be disposed at the one of existing MCC's underground facility.

3. The underground facility is 3390m^3 in volume and located at the MCC zone on the low penetrated rock massif site at a depth of 250m and 1900m away from the Yenisei can be used for safety disposal of the conditioned waste containing long-lived radionuclids.

CONCLUSIONS AND PROPOSALS

4. Preliminary safety assessment for the RW containing transuranium elements disposal has been carried out.

No more than 0.008% Np, Am, and Pu from their initial amount at the disposed wastes from the MFFF-R can get out beyond the underground facility scope during 200 thousand years owing to great bentonite barrier thickness – 3.2m for the package with Am and Np; 2.4 m for the package with Pu .

5. Using MCC's vacant underground facility for the α-containing waste safety disposal will allow to exclude RW near surface storage construction, "rich in Pu" solid RW washing-out, RW storage during 30-50 years.

6. Disposal of the all RW from MFFF-R without preliminary long-term storage will allow to solve the Waste from MOX-fuel production Management problem efficiently and finally.

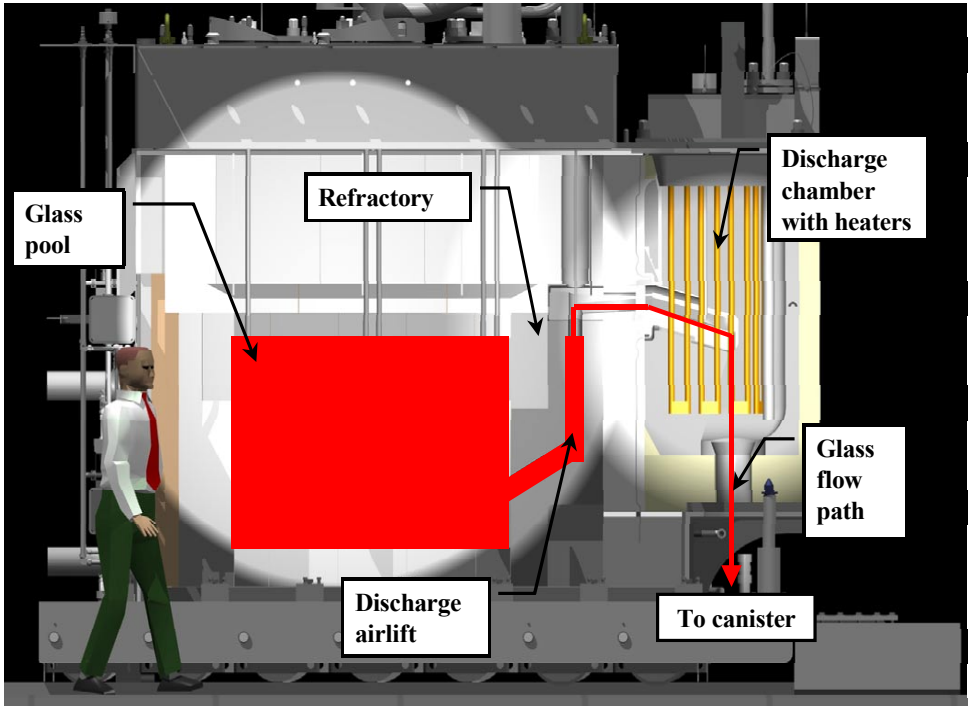
Small Scale Duratek Melter Technologies to Vitrify Liquid High Alpha Radionuclide Streams

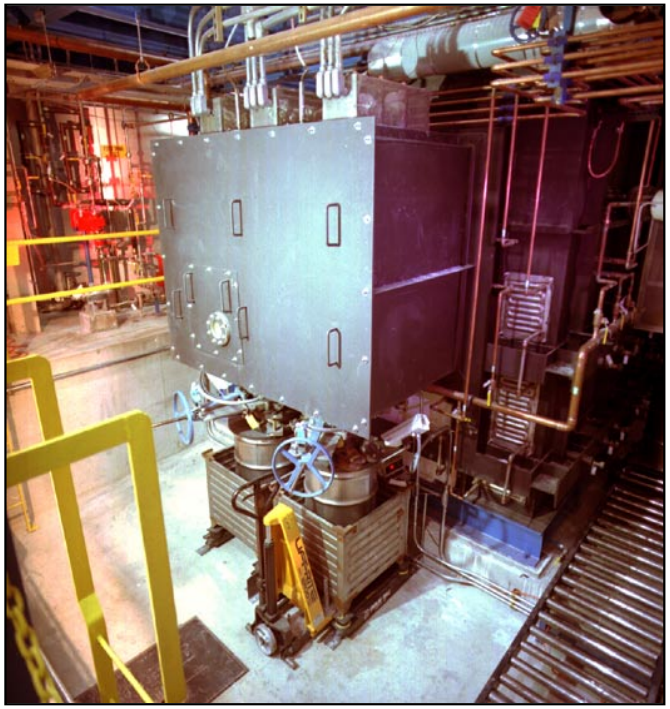
Richard A. Meigs

November 15, 2004

Joule Heated Ceramic Melter (JHCM) Technology

- Originated at PNNL, early 1970s
- Borosilicate glass
- Reference HLW vitrification technology for U.S.
  - West Valley, NY
  - Savannah River – Defense Waste Processing Facility
  - Hanford – River Protection Project's Waste Treatment Plant

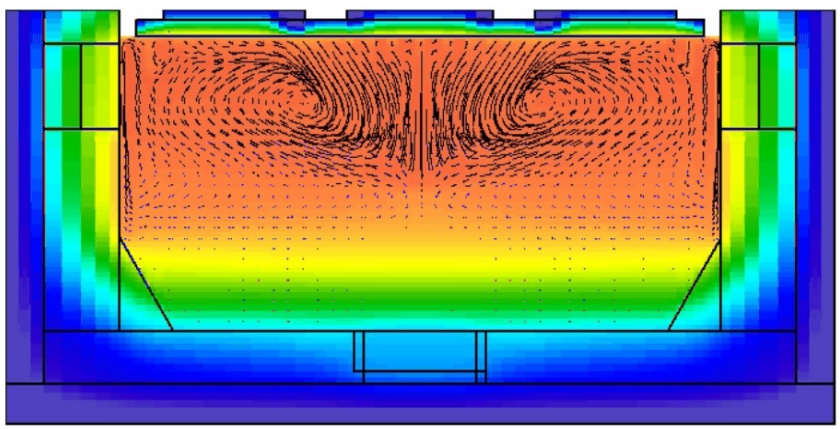




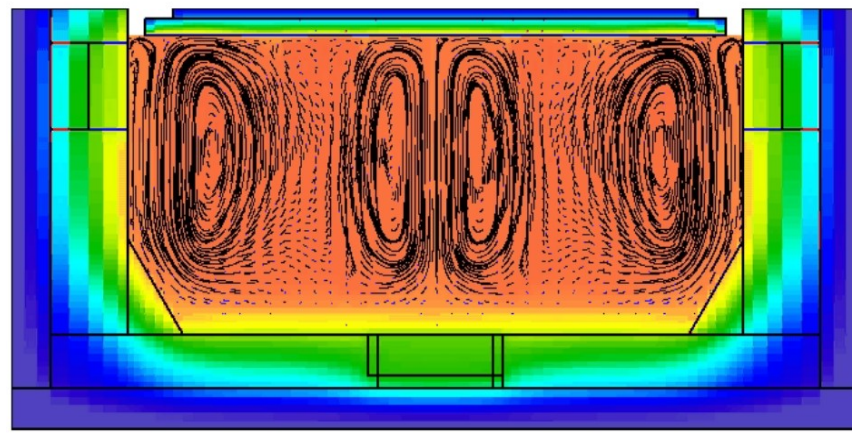
A sound technology with nearly 30 years of history

DuraMelter Technology

- Joule Heated Ceramic Melter (JHCM)
  - Molten glass electrically conductive
  - Resistance heating – submerged electrodes
- Increased throughput by bubbling melt pool – enhanced convection
- Melt pool oxidized

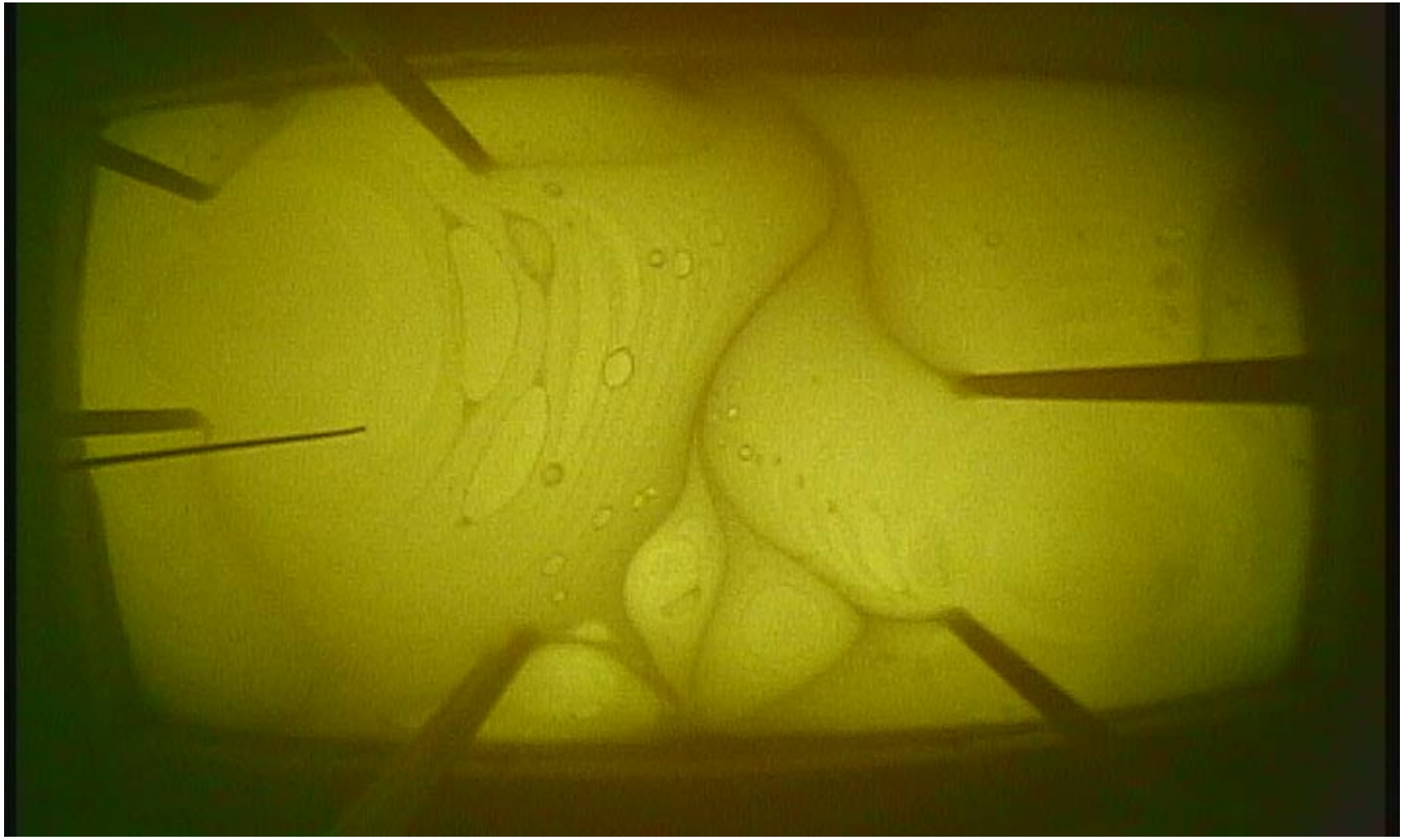


No Bubbling

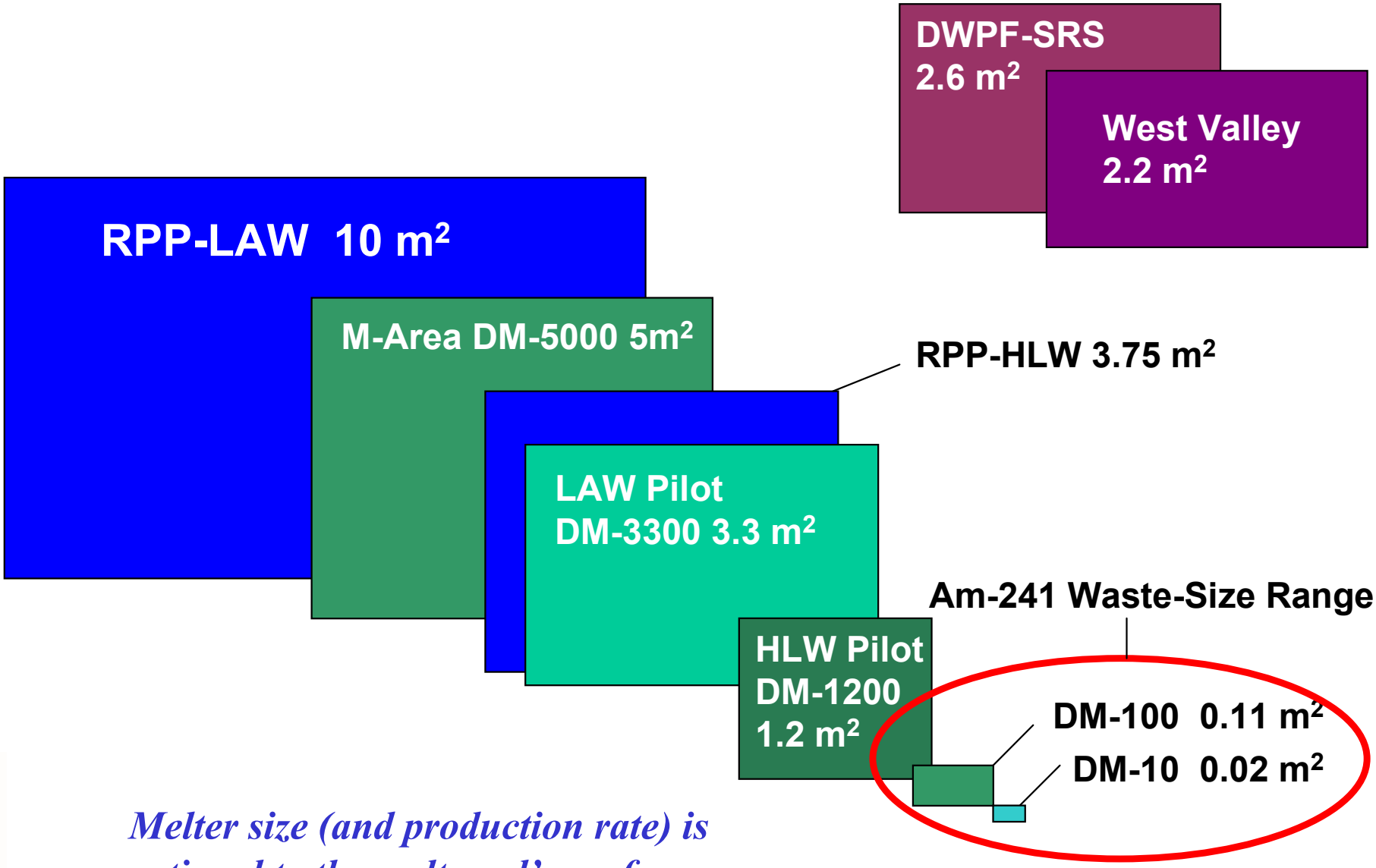


Bubbling

Melter Glass Pool with Bubbling



Melter Scale Comparison



Melter size (and production rate) is proportional to the melt pool's surface area.

JHCM Technology Benefits for Am-241

- Highly adaptable to specific waste/project needs
- Small size melter for Am-241 waste stream
- Glass Forming Chemicals (GFC) or Frit
- Accommodate noble metals
- 30 year U.S. history with technology

Melter Size Selection

- ~DM10 if Ag removed prior to feed
- ~DM100 with no Ag removal
- Ag may be included into a properly formulated glass (~1-2%)
- Ag can be drained from a melter sump
- Melter design for Ag layer is similar to noble metals design

Am-Containing Waste from MOx Process

- Higher Am levels in Russian waste makes cementation unattractive
- Vitrification is one possible treatment option
  - Principal waste loading factors:
    - Silver content
    - Decay heat

Russian MOx Am-Waste: Assumed Composition

40,000 L/year containing:
Nitrate salts 250 kg
Moles acid 114,000 H+
30 to 100 kg Am241
0.2 kg Pu
300 kg Ag
30 kg Zr
50 kg Ga
0.6 kg Al
Organics < 0.3 g(TBP) /L

	Minimum	Maximum
Oxide	wt%	wt%
AmO2	7.30%	20.80%
PuO2	0.05%	0.04%
Ag2O	69.26%	59.17%
ZrO2	8.72%	7.45%
Ga2O3	14.43%	12.33%
Al2O3	0.24%	0.21%
Sum	100.00%	100.00%
Mass, kg	465	545

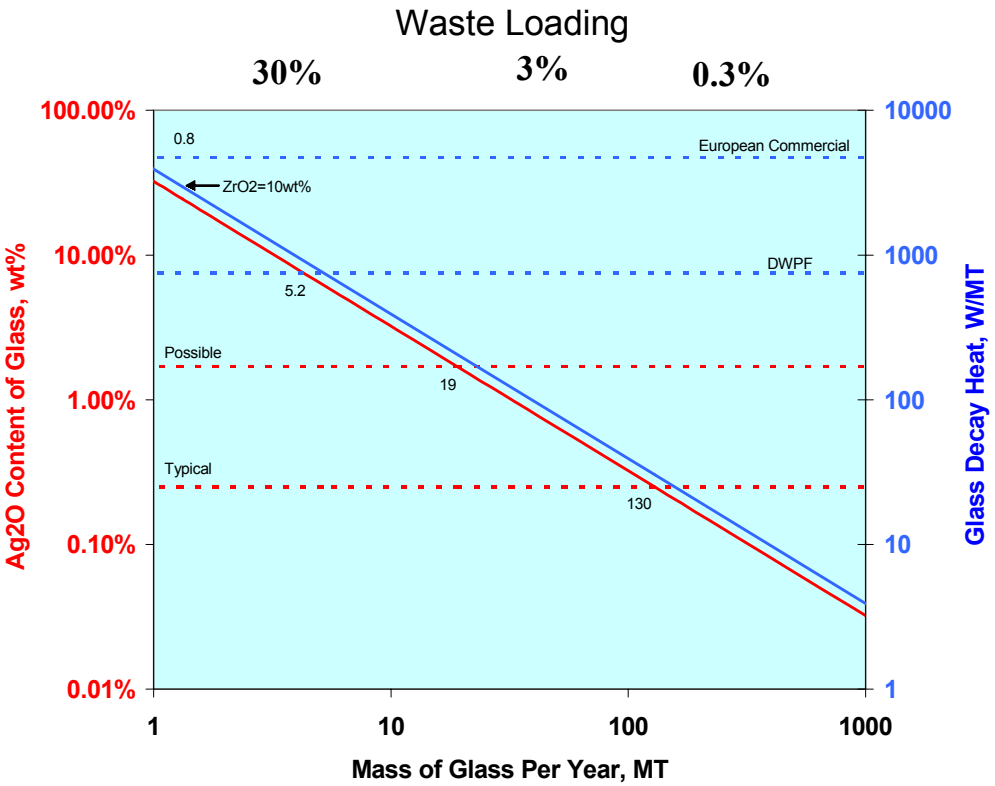
Silver Removal

- Silver is likely to be the waste-loading-limiting component
  - Need glass formulations tailored to maximize silver incorporation
- Silver removal would significantly increase waste loadings, reduce glass volumes, and reduce melter size
  - Redox
  - Precipitation
  - Electrochemical
  - Ion exchange
  - Deposition in melter – 29 L/yr

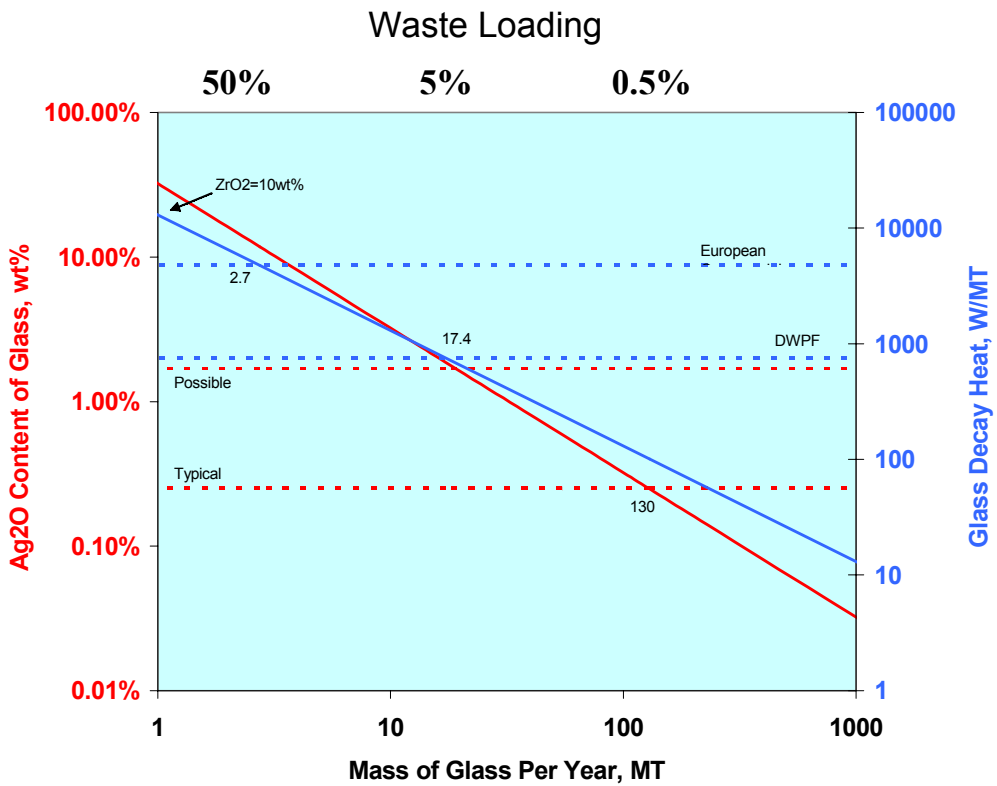
Impact of Silver Removal

	Minimum		Maximum	
	With Ag	Ag Removed	With Ag	Ag Removed
Oxide	wt%	wt%	wt%	wt%
AmO2	7.30%	23.76%	20.80%	50.95%
PuO2	0.05%	0.16%	0.04%	0.10%
Ag2O	69.26%	0.00%	59.17%	0.00%
ZrO2	8.72%	28.35%	7.45%	18.24%
Ga2O3	14.43%	46.94%	12.33%	30.20%
Al2O3	0.24%	0.79%	0.21%	0.51%
Sum	100.00%	100.00%	100.00%	100.00%
Mass, kg	465	143	545	222

Melter Sizing: Glass Production Rates

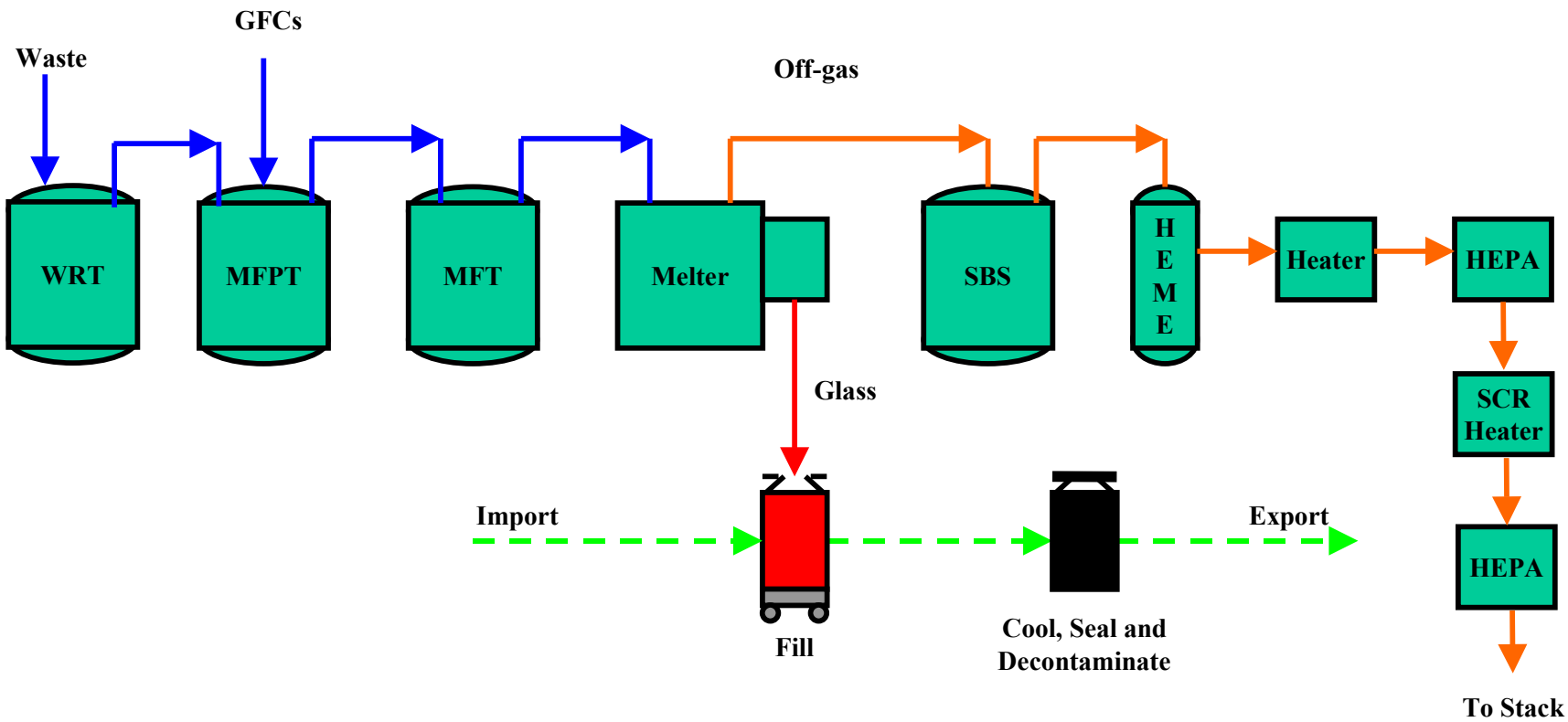


(Minimum-Case Composition)



(Maximum-Case Composition)

Simplified Am-241 Process Flow Diagram

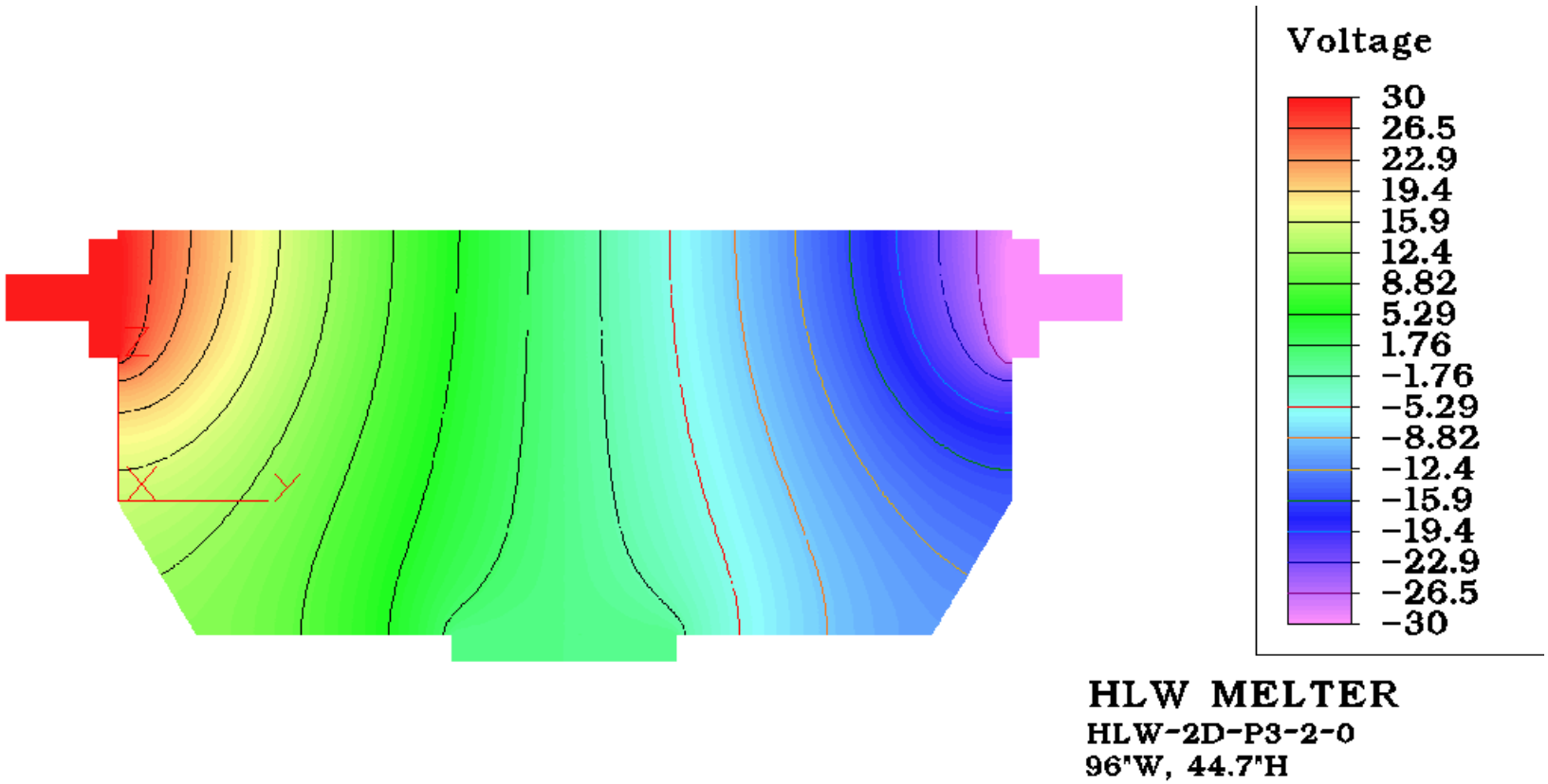


Small Scale Melters – Size Range for Am-241 Waste Stream

DM-10

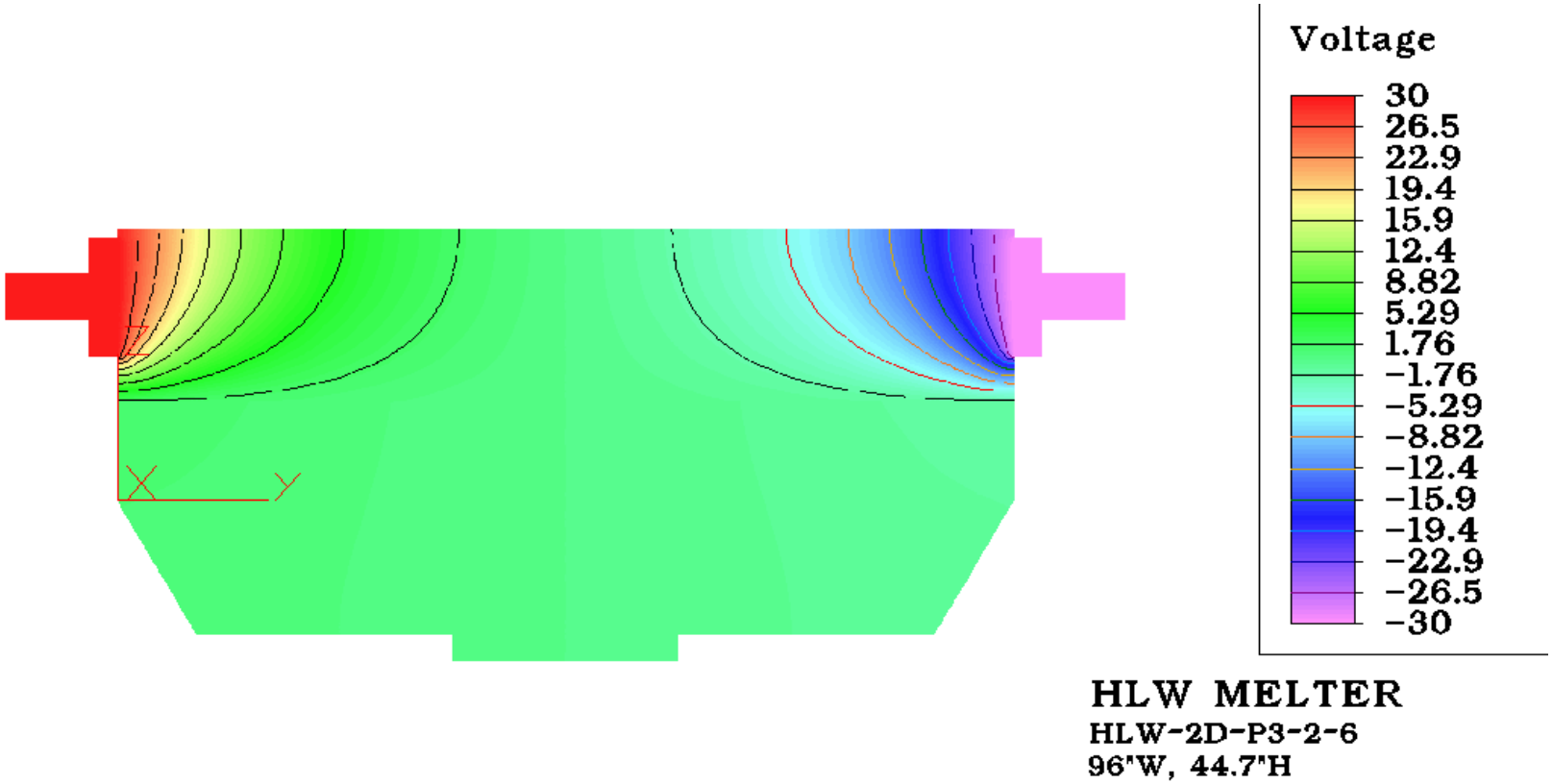
DM-100s

Electrical Modeling – New Melter



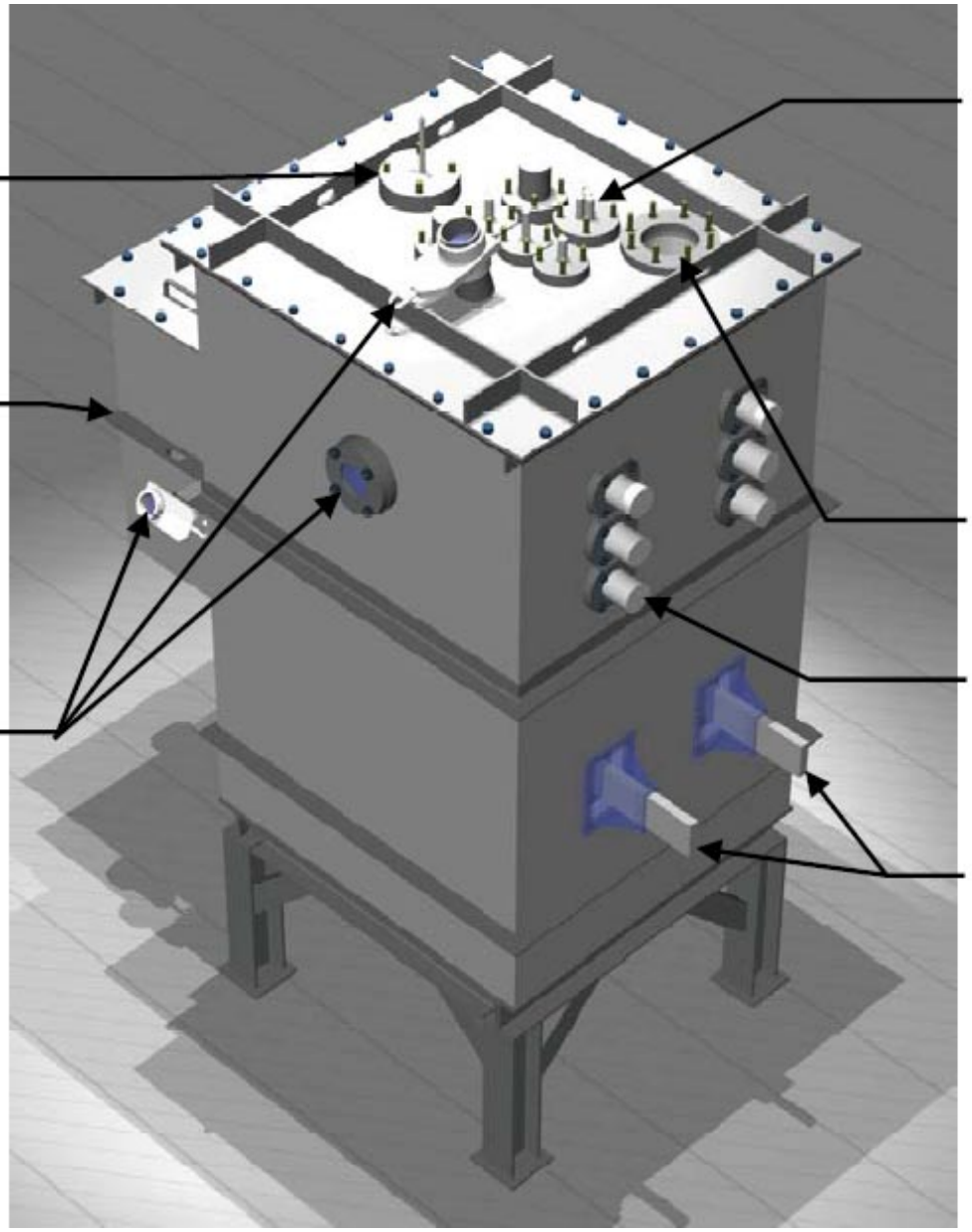
SVIEW 12.0 Hlw_2d_p3_2_0 10/13/99 13:31 Vu= 5 Lo= 90 La= 0 R= 0

Electrical Modeling – Noble Metals

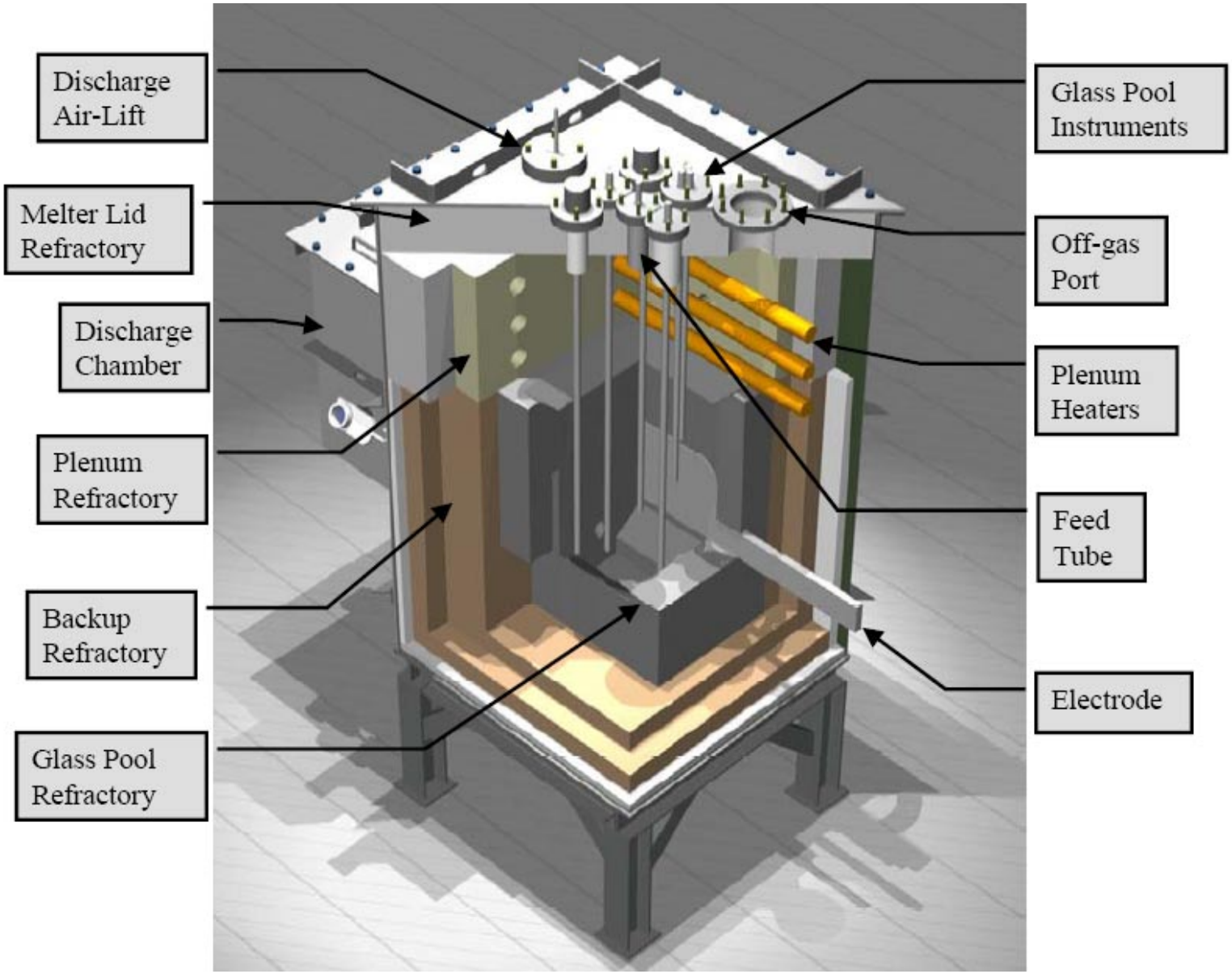


SVIEW 12.04- Hlw_2d_p3_2_6 17-NOV-1999 10:57 Vu= 5 Lo= 90 La= 0 R= 0

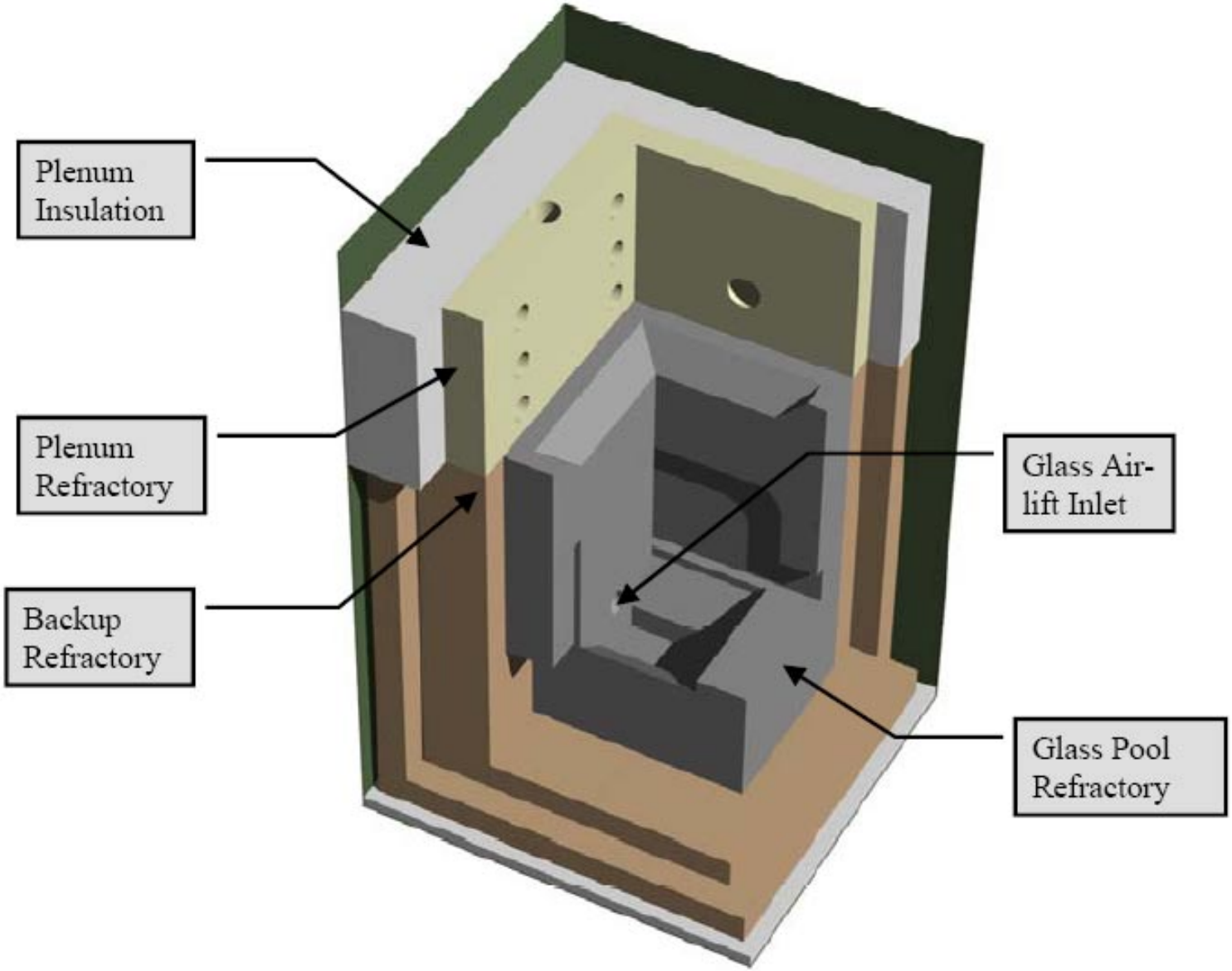
Melter Exterior View



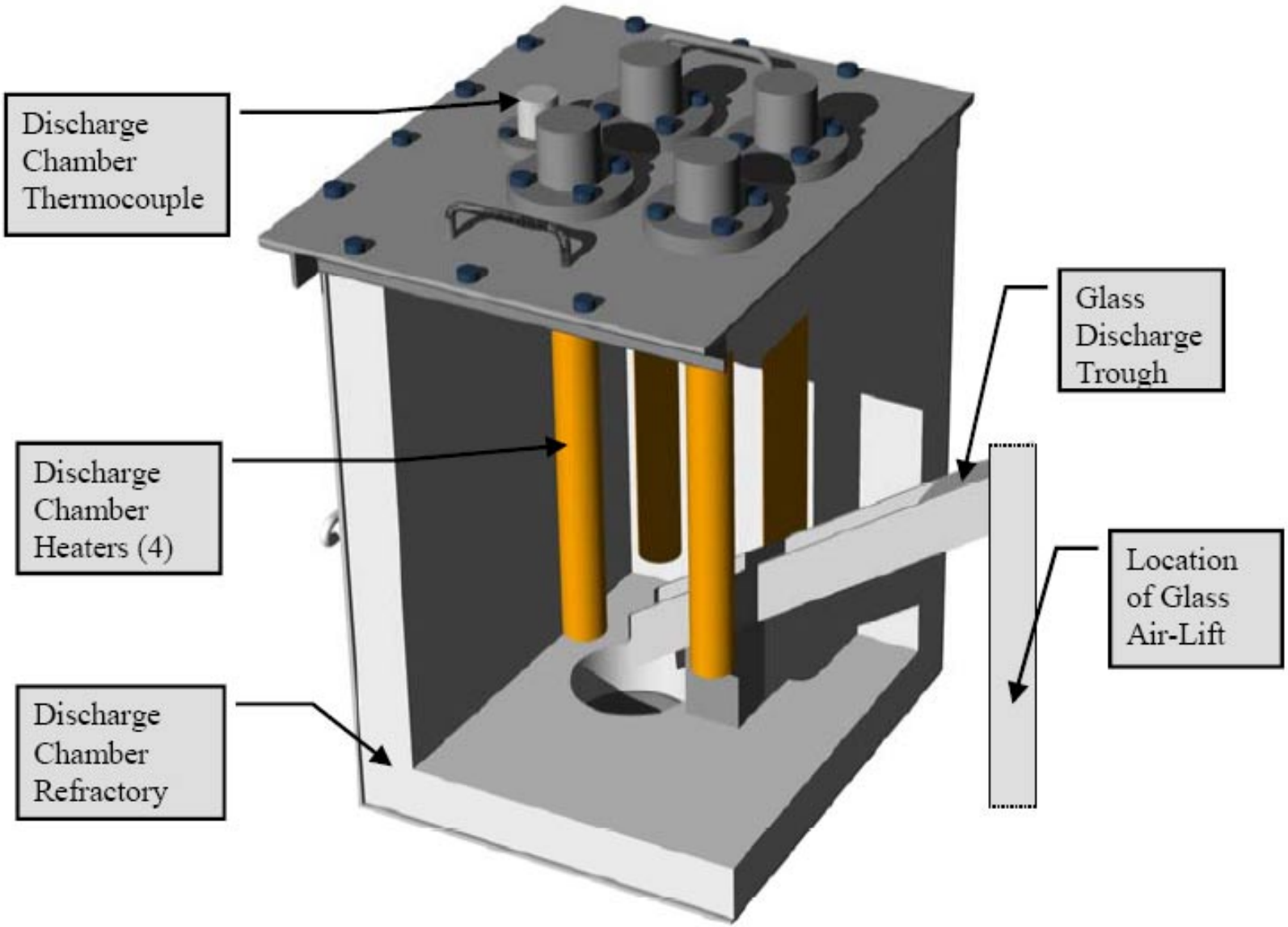
Melter Section View



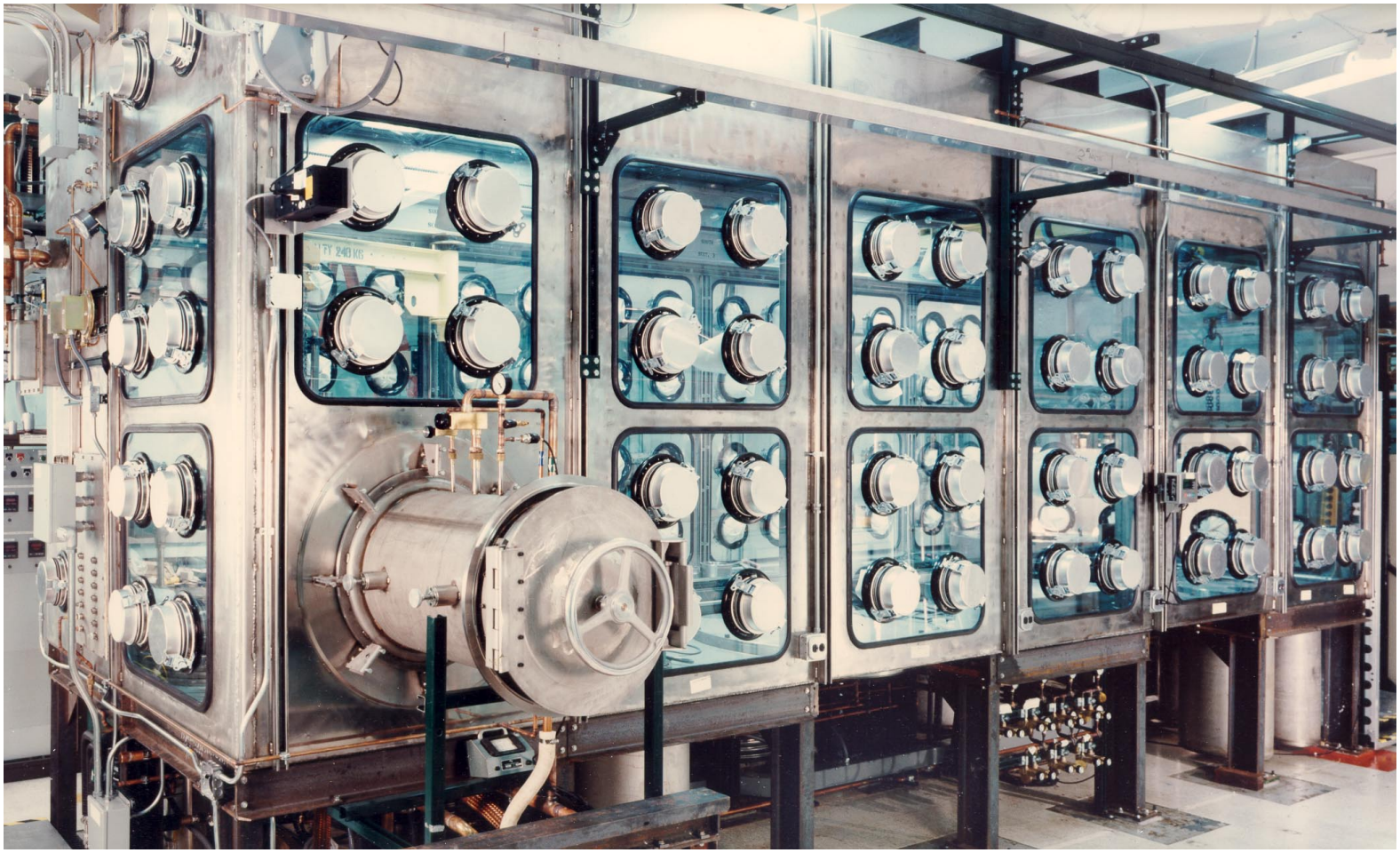
Melter Refractory Section View



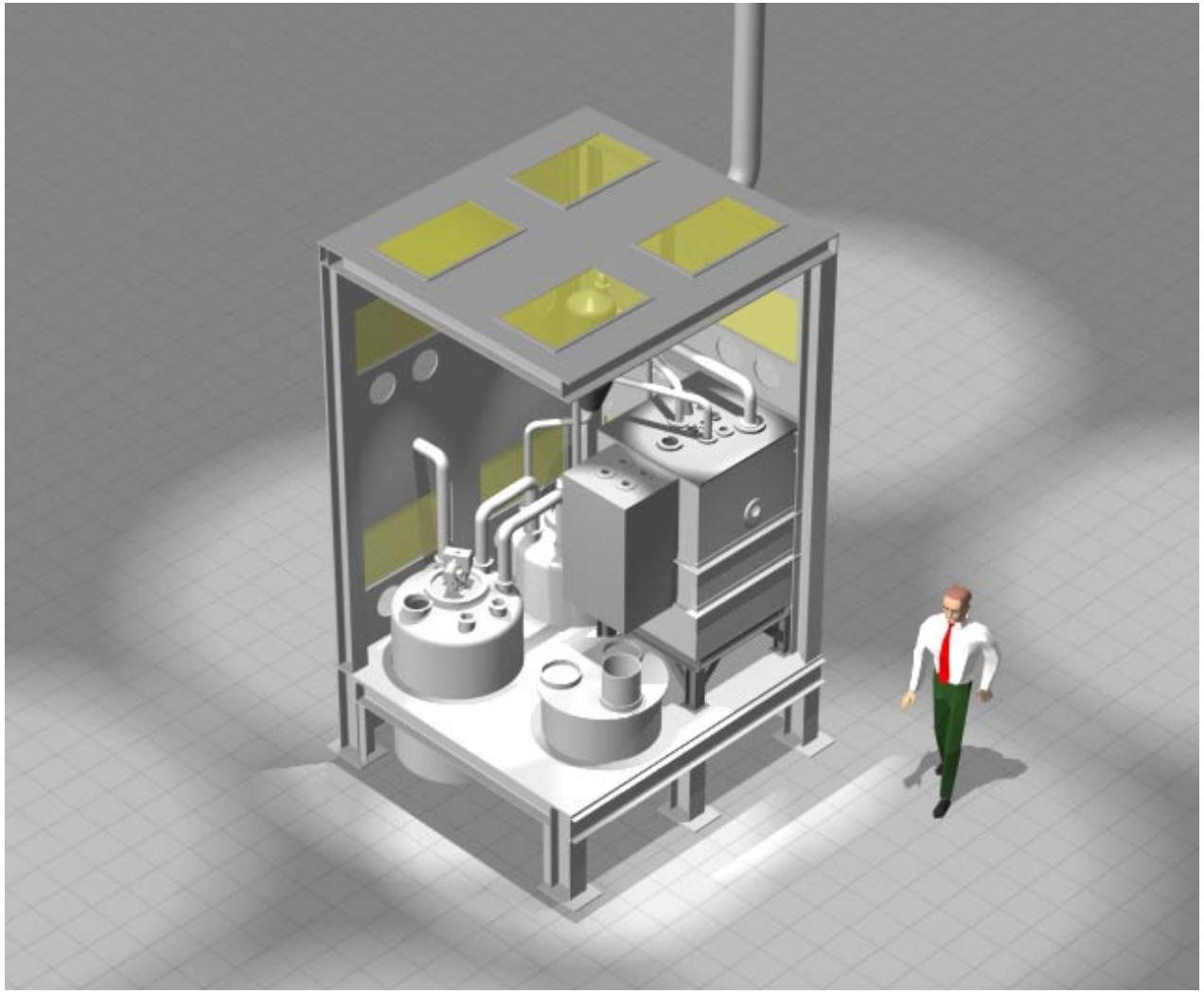
Melter Discharge Chamber Section View



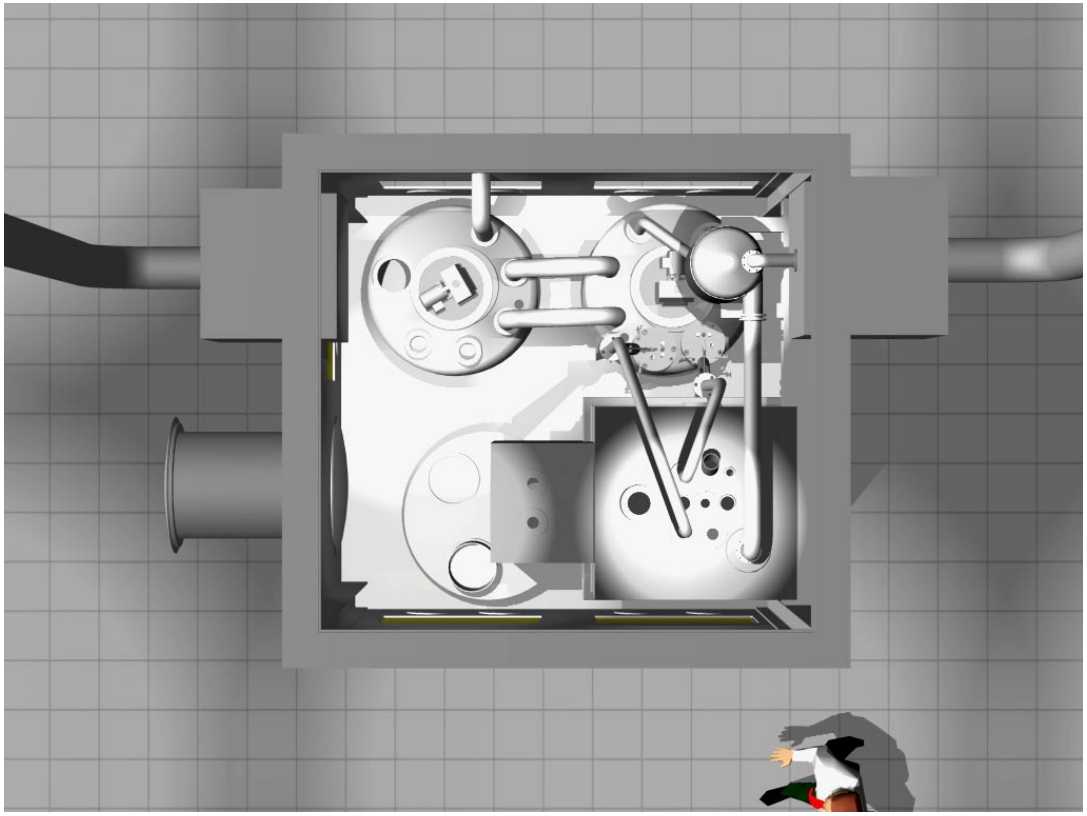
Typical Glovebox Concept
4 ft. windows – 12 ft. overall height



DM-100 Glovebox Concept (interior)

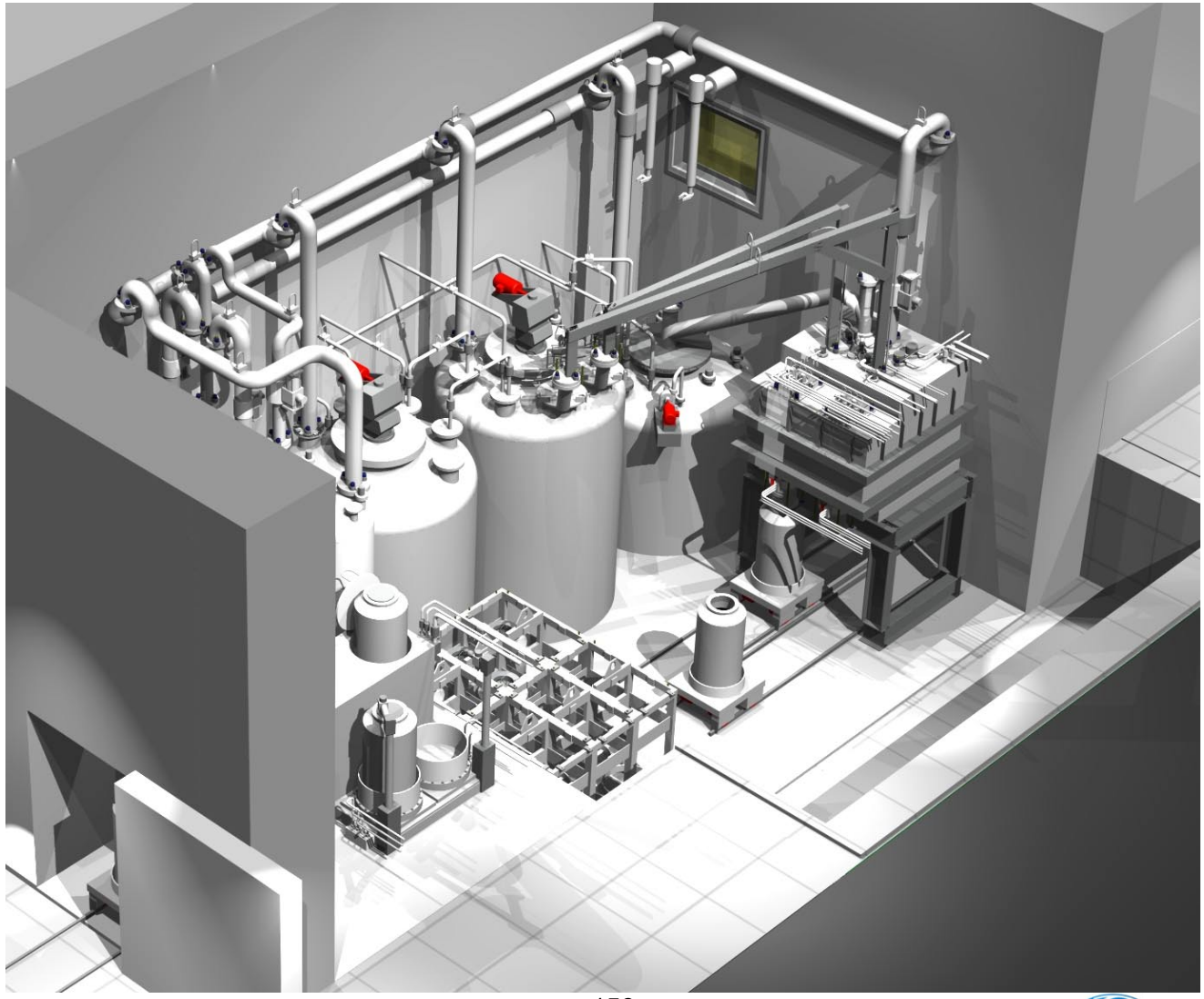


DM-100 Glovebox Concept
(top removed)



Conservative (larger) DM-100 Scale Arrangement

HLW 1.2 m^2 Vitrification Process



West Valley Hot Cell

Summary

- Duratek JHCM technology is well established
- Silver and decay heat are the principal waste loading limiting factors
  - Waste form requirements need to be defined
- Silver removal provides highest waste loading
- Borosilicate and boroaluminate glasses can be designed to incorporate relatively high levels of silver
  - Potential processing and durability advantages
- Size range for Am-241 waste stream between DM-10 and DM-100
- Technology suited for glovebox operation
- Alternative features (e.g., Ag drain) can be developed/included

Труды Свердниихимпрома, выпуск 4(68), г. Екатеринбург, 1998 г.

УДК 621.039.75.

ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ТОКСИЧНЫХ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ. ЗАХОРОНЕНИЕ, ПОСЛЕДСТВИЯ, ПЕРСПЕКТИВЫ

С.Н.Филиппов, Ю.Н.Дулепов, В.И.Давыдов, Н.А.Ронжин, И.Б.Гурвич

Экологические проблемы являются следствием индустриального развития человеческого общества,при котором техногенное воздействие на окружающую среду является необратимым.Уменьшить степень этого воздействия, минимизировать ущерб, наносимый природе, - глобальная, первоочередная задача.Наибольшую опасность для биосферы,в том числе для среды обитания человека, представляют прежде всего те продукты его промышленной деятельности, которые принято относить к категории отходов.Ежегодно в природу сбрасываются многие миллионы тонн жидких, твердых и газообразных отходов,обуславливающих изменение климата (кислотные дожди, парниковый эффект),химическое и радиоактивное отравление среды обитания: воздуха,воды,земли и как следствие важнейшей субстанции жизнедеятельности - так называемой "пищевой цепочки".

Природный ущерб от хозяйственной деятельности человека просматривается на протяжении нескольких веков. Развитие цивилизации в последнюю треть XX века с резким увеличением народонаселения, с вовлечением в продуктивную деятельность значительной части земных ресурсов, появлением новых источников энергии и новых видов химических продуктов предопределили глобальные масштабы ущербного воздействия на природу планеты. Поэтому в нынешних реальных условиях речь должна идти не о каких-либо частных ограничениях сбросов отходов, а о целенаправленной экологической политике, способной обеспечить выживание цивилизации.

Важным инструментом управления состоянием окружающей среды и частью этой политики является повсеместный экологический мониторинг, сбор, переработка (кондиционирование) вредных отходов и их надежная изоляция от биосферы.

Значительный интерес, с точки зрения полноты охвата проблемы обращения с отходами, выработки научных концепций и реализации природоохранных проектов представляет атомная промышленность, история развития которой насчитывает 50 последних лет. Для тех людей, которые проработали в этой промышленности многие десятки лет, и имеют свой взгляд, как бы "изнутри", несомненно одно,что основные технологические проблемы "уранового проекта" решались одновременно и параллельно с развитием технологий обращения с радиоактивными отходами. Вероятно, этот важный аспект развития связан с той реальной опасностью, которую представляют радиация и радиоактивные отходы. Уже "на заре" атомной эры, будь то в рамках знаменитого Минсредмаша (СССР) или Комиссии по атомной энергии (Франция), были сформированы мощные институты и лаборатории, занимающиеся поисковыми исследованиями и разработкой методов и оборудования для переработки радиоактивных отходов.

Общепризнано, что ядерная энергия является наиболее экологически чистой и перспективной в плане сохранения здоровья окружающей природной среды.

В атомной индустрии ведущих ядерных держав (России, Франции, США, Великобритании) благодаря взвешенной научно-технической политике пропорционирования развития основных технологий и технологий обращения с радиоактивными отходами, накоплен значительный опыт, включающий организацию мониторинга, реальные операции нормирования, сбора, компактирования, переработки и хранения кондиционированных радиоактивных отходов в промышленных масштабах.

Практически с самого начала развития атомной промышленности и энергетики наиболее острой задачей стояла задача сбора, переработки и хранения жидких радиоактивных отходов. Последовательное становление концепции обращения с жидкими РАО предусматривало их сбор, концентрирование и временное хранение в специальных емкостях с использованием определенных мер безопасности. Затем, по мере готовности новых технологий и оборудования, жидкие концентраты из емкостей должны подвергнуться отверждению в труднорастворимую матрицу, состав которой зависит от удельной активности растворов. Многолетние исследования во всем мире показали, что наиболее приемлемыми матрицами для низкоактивных отходов являются битум и цемент, а для высокоактивных - стекло и керамика. Концентрированные в матрицах радиоактивные отходы в контейнерах или других оболочках с полным сертификатом характеристик помещаются в хранилища. Здесь соблюдается принцип многобарьерной защиты. Чем выше качество самих инженерных барьеров (матрицы, оболочки, хранилища) и число их, тем меньше возможность выхода радиоактивности в окружающую среду. Для низко- и среднеактивных отходов надежными хранилищами являются специально созданные наземные или слабозаглубленные сооружения с необходимыми средствами защиты от обводнения и других вредных природных и техногенных воздействий. Срок хранения отходов в этих хранилищах определяется составом и концентрацией радионуклидов и может составлять от десятков до сотен лет. Для надежной изоляции от биосферы высокоактивных отходов и долгоживущих альфа-излучателей принята концепция их захоронения в глубинные формации земли (природный барьер), пре-

имущественно в куполах соляных образований или в базальто-гранитные породы в районе со сравнительно спокойной геологической и сейсмической обстановкой.

В соответствии с этой концепцией уже в 1950-60 годах в СвердНИИхиммаше с участием технологов ВНИИНМ им. Бочвара были разработаны серии выпарных установок для первой стадии переработки РАО - концентрирования растворов перед промежуточным хранением. В свое время такими установками были оснащены практически все сооружаемые АЭС (выпарные установки спецводоочисток), а также радиохимические заводы основных атомных комбинатов.

Следует особо остановиться на особенностях этой выпарной техники. Ввиду наличия в жидких солевых отходах радионуклидов потребовалось оснастить сепараторы выпарных аппаратов совершенными системами паросепарации для обеспечения коэффициента очистки в 10^5-10^7 раз, а также решить вопросы предотвращения пенообразования в аппаратах, создания и применения для них новых надежных коррозионно-стойких конструкционных материалов. Решения этих вопросов удалось осуществить путем проведения систематических исследований и опытно-конструкторских работ. Особенно трудной задачей было создание выпарных установок из хромоникелевых сталей и сплавов для концентрирования высокоактивных рафинатов от переработки облученного топлива с попутной регенерацией азотной кислоты. Принципиальная схема выпарного аппарата для переработки водно-хвостовых растворов (рафинатов) одного из перерабатывающих заводов показана на рис.1. Для оснащения атомных станций выпарными установками спецводоочисток было организовано серийное изготовление унифицированных выпарных аппаратов конструкции СвердНИИхиммаша на заводах "Узбекхиммаш" (г.Чирчик, Узбекистан), "Двигатель" (г.Таллин, Эстония) и на машиностроительном заводе в Венгрии.

С первой стадией кондиционирования РАО успешно справились, но одновременно широким фронтом проводились научно-исследовательские и конструкторские работы по разработке технологий и созданию оборудования для отверждения жидких РАО в битумную и стеклянную матрицу. В 1960-80 годах для переработки среднеактивных отходов во всем мире отдавали предпочтение процессу битумирования. Первыми установками битумирования, серийного изготовления по разработкам СвердНИИхиммаша с участием ВНИИНМа были оснащены Ленинградская, Калининская и Игналинская АЭС, а затем Ровенская и Балаковская АЭС. Для иллюстрации на рис.2 изображена принципиальная аппаратурно-технологическая схема установки битумирования отходов Ленинградской АЭС.

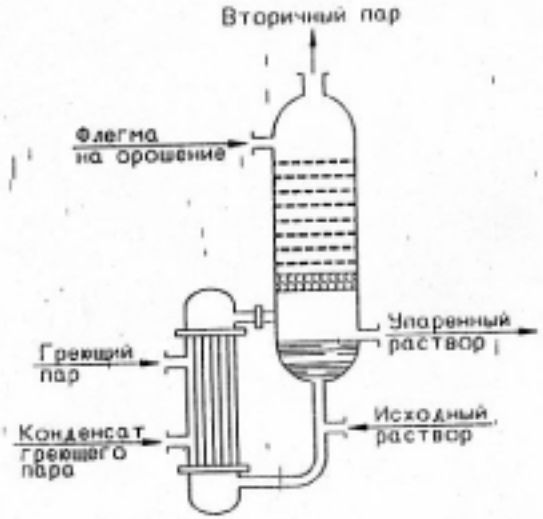


Рис.1. Принципиальная схема выпарного аппарата.

Позднее мировая концепция отверждения низко- и среднеактивных отходов претерпела изменение в сторону предпочтения процесса цементирования РАО. Учитывались такие доводы как дефицит природного битума и возможность его возгорания, хотя вероятность последнего очень мала и при надлежащих противопожарных мерах практически исключена. В настоящее время производства по переработке низко- и среднеактивных отходов АЭС и радиохимических предприятий оснащаются в основном установками цементирования. В СвердНИИхиммаше разработана серия таких установок на различные производственные условия.

Что касается отверждения высокоактивных отходов от переработки облученного топлива, реализации этого процесса в промышленном масштабе, то здесь лишь две страны достигли определенных успехов - это Франция и Россия. Во Франции путем целенаправленных экспериментов и исследований на установках Piver-AVM была создана двухстадийная система остекловывания, состоящая из роторного кальцинатора и индукционного плавителя. Доработанная промышленная установка AVH применена на заводе по переработке твэлов в Ла Аг`е и аналог этой системы - на подобном заводе по переработке твэлов в Селлафилде (Великобритания).

В СССР к технологии остекловывания начали подступаться в 1950-60 годах. После многочисленных поисковых работ по различным технологиям и оборудованию вперед вышла одностадийная технология остекло-

вывания, основанная на применении джоулева тепла в керамической электропечи, с подачей жидких растворов на расплавленное стекло. Эта технология была предложена специалистами ПО "Маяк". На нее была сделана ставка в плане промышленного использования. Сооруженная на ПО "Маяк" опытная электропечь ЭП-100 позволила провести комплекс экспериментальных исследований по отработке технологии и отдельных узлов. На этой основе с участием специалистов ПО "Маяк", ВНИИНМа им. Бочвара, ВНИПИЭТа конструкторы СвердНИИхиммаша разработали промышленную электропечь ЭП-500. Двумя агрегатами этой конструкции

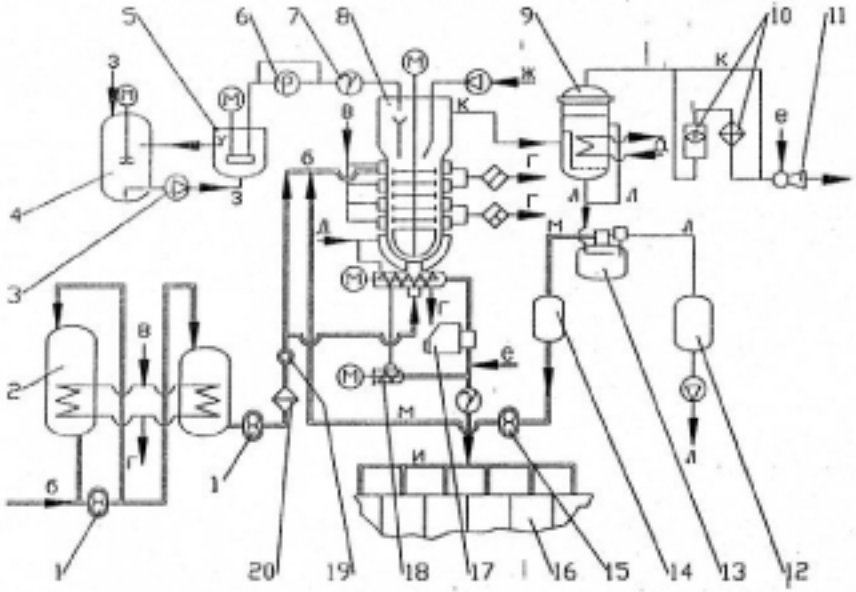


Рис.2. Принципиальная аппаратурно-технологическая схема установки битумирования Ленинградской АЭС:

1 - битумные насосы; 2 - хранилище битума; 3 - насос кубового остатка; 4 - бак кубового остатка; 5 - насос погружной дозирующий; 6 - индукционный расходомер; 7 - гамма-плотномер; 8 - битуматор роторный; 9 - конденсатор барботажный; 10 - фильтры; 11 - эжектор; 12 - сборник конденсата; 13 - маслоотстойник; 14 - маслосборник; 15 - масляный насос; 16 - хранилище битумной смеси; 17 - узел пробоотбора; 18 - насос винтовой; 19 - счетчик битума; 20 - фильтр битумный.

Технологические потоки: а - вода; б - битум; в - греющий пар; г - конденсат; д - пар низкого давления; е - сжатый воздух; ж - химически обессоленная вода; з - жидкие отходы; и - битумная смесь; к - парогазовая фаза; л - вторичный конденсат; м - отстоявшееся масло; ═══ - обогреваемый трубопровод; Ⓜ - электромотор.

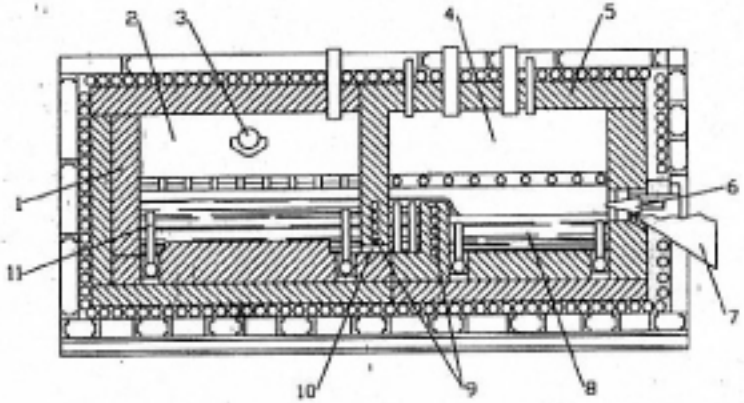


Рис.3. Принципиальная схема электропечи ЭП-500:

1 - кладка печи; 2 - варочная зона; 3 - переток; 4 - водоохлаждаемые трубы перетока и порога; 5 - накопительная зона; 6 - стекломасса4 7 - перекрытие печи (свод); 8 - пробка; 9 - лоток; 10 - газоход; 11- электроды.

был оснащен построенный в восьмидесятых годах цех остекловывания высокоактивных отходов перерабатывающего завода ПО "Маяк". На рис. 3 показана принципиальная схема электропечи ЭП-500. Цех включает в себя узел подготовки растворов, установки остекловывания, систему газоочистки, транспортно-технологические узлы и хранилище остекловванных отходов.

Первый агрегат ЭП-500 был запущен в работу в 1986 г. и проработал около года. Половину этого времени занял процесс доводки оборудования и освоения технологического процесса на имитаторах радиоактивных отходов. Другая половина времени - реальная кампания по остекловыванию высокоактивных отходов. Предусмотренный проектом ресурс работы (3 года) не был реализован по причинам, связанным с технологическими и конструктивными недостатками, которые были обусловлены не ошибками разработчиков, а скорее отсутствием соответствующих знаний и опыта - все делалось впервые. В течение двух последующих лет был проведен дополнительный комплекс исследований и экспериментов по доработке систем ввода энергии и узлов охлаждения электродов. Потребовалось создать и испытать физическую модель электропечи, а также провести полномасштабное испытание электродного узла. По результатам теоретических и экспериментальных исследований был разработан проект реконструкции второго агрегата электропечи, изготовлено новое оборудование и в 1990 г. осуществлена реконструкция печи. В новом реконструированном варианте электропечь ЭП-500/1Р была пущена в эксплуатацию в январе 1991 г. и проработала затем свыше двух нормативных сроков (6 лет).

обеспечив переработку высокоактивных отходов из емкостей-хранилищ химкомбината "Маяк". В общей сложности переработано около 12000 м^3 отходов, включена в стекло суммарная активность 285 млн.Ku.

В России впервые в мире создана новая уникальная технология и оборудование для обращения с высокоактивными отходами, получен огромный опыт практической реализации этого дела. В настоящее время на комбинате "Маяк" форсируется сооружение двух электропечей типа ЭП-500, замещающих агрегаты, которые выработали свой ресурс.

Переработка твердых радиоактивных отходов, как известно, предполагает их максимальное компактирование и последующее кондиционирование, то есть соответствующую подготовку к долговременному хранению или захоронению. Львиную долю твердых отходов на радиохимических предприятиях и на АЭС составляют отходы низкого и среднего уровня активности. Общепринятой мировой практикой кондиционирования таких отходов является прессование негорючих и сжигание горючих материалов.

В СвердНИИхиммаше разработаны установки прессования двух видов: одностадийные - с прессованием отходов в металлических бочках вместимостью 200 дм^3 с уменьшением первоначального объема отходов в 3-4 раза (при этом усилие на прессе 30-70 тс), и двухстадийные - с суперпрессованием заполненных металлических бочек на прессе с усилием до 1500 тс с получением брикетов. При этом объем отходов уменьшается в 8-10 раз. К настоящему времени разработано, изготовлено и поставлено оборудование двухстадийного прессования для ПО "Маяк", бокс сортировки и прессования для электрохимического комбината в г.Новоуральске. Разработано и изготовлено оборудование одностадийного прессования для Курской АЭС. Изготавливается такое же оборудование для Смоленской АЭС.

Накоплен значительный опыт по созданию и освоению установок сжигания радиоактивных отходов. Как правило, сжиганию подвергается большая номенклатура отходов, включая одежду, ветошь, бумагу, древесину, фильтровальные элементы, резину, пластмассу, жидкие масла и другие. Процесс сжигания позволяет уменьшить объемы отходов в 20-100 раз, а зольный остаток подвергнуть отверждению в нерастворимой матрице. СвердНИИхиммаш в течение 30 лет путем экспериментальных исследований и на опытных образцах совершенствовал собственно процесс сжигания, его интенсификацию и полноту, различные способы фильтрации дымовых газов, а также узлы загрузки материалов в печь и выгрузки золы. Эти работы позволили выйти на высокий уровень качества оборудования, соответствующий лучшим мировым образцам. К настоящему времени создано свыше двух десятков различных по производительности и характеру использования установок сжигания, около десятка из них внедрены в производство, в том числе на радиохимических предприятиях и на АЭС.

Перечень разработок установок сжигания радиоактивных отходов приведен в таблице.

Установки сжигания отходов, разработанные СвердНИИхиммашем

Вид отходов	Производительность, кг/ч	Изготовитель, год изготовления	Место внедрения, год
1	2	3	4
Радиоактивные отходы исследовательских центров	15	СНИИХМ, 1976	ЛСК, г.Сосновый Бор, 1987
Отходы производства твэлов с извлечением продукта	20	СНИИХМ, 1976	УМЗ, г.Усть-Каменогорск, 1977
Биологические отходы исследовательских центров	30	ВМЗ, г. Рыбинск, 1983	ЛСК, г.Сосновый Бор, 1987
Радиоактивные отходы исследовательских центров	30	ВМЗ, г. Рыбинск, 1983	ЛСК, г.Сосновый Бор, 1987
Жидкие органические отходы исследовательских центров	15	ВМЗ, г. Рыбинск, 1983	ЛСК, г.Сосновый Бор, 1987
Радиоактивные отходы базы подводного флота	30	г.Северодвинск, 1980	г. Северодвинск, 1981
Радиоактивные отходы ледокольного флота	30	"Двигатель", г. Таллин, 1986	База 92, г. Мурманск, 1987

Продолжение таблицы

1	2	3	4
Радиоактивные отходы АЭС	40	СНИИХМ, 1981	ЗАЭС, г.Энергодар, 1988
Отработанный экстрагент производства твэлов	75	НТМЗ, г.Нижняя Тура,1990	УМЗ, г.Усть-Каменогорск
Отходы производства твэлов с извлечением продукта	40	НТМЗ, г.Нижняя Тура,1990	УМЗ, г.Усть-Каменогорск
Отходы производства таллия	40	НТМЗ, г.Нижняя Тура,1992	АЭХК, г.Усть-Каменогорск
Термическое обезвреживание дегазационных растворов	50	ВМЗ, г. Рыбинск, 1986	"Сигнал", г.Обнинск, 1987
Термическое обезвреживание дегазационных растворов	6 штук в сутки	ВМЗ, г. Рыбинск, 1987	"Сигнал", г.Обнинск, 1988
Радиоактивные отходы БАЭС	25	СНИИХМ, 1990	БАЭС, г.Заречный, 1991
Радиоактивные отходы АЭС исследовательских центров	50	СНИИХМ, 1993	ФЭИ, г.Обнинск
Радиоактивные отходы АЭС и исследовательских центров	50	СНИИХМ, 1994	НИИАР, г.Дмитровград
Отходы бериллиевого производства, ФП (тех. проект 1992 г.)	100		УМЗ, г.Усть-Каменогорск

Продолжени таблицы

1	2	3	4
" Мягкие отходы" уранового производства (тех. проект 1992 г)	100		ПО ЧМЗ, г.Глазов
Отходы графита (тех. проект 1992 г.)	200		ПО ЧМЗ, г.Глазов
Отходы разделительного производства	25М+15 шл.	СНИИХМ, 1995	УЭХК, г.Новоуральск
Отходы радиохимических производств (тех. проект 1994 г.)	100	СНИИХМ, 1995	ПО"Маяк", г.Челябинск
Отходы радиохимических производств (тех. проект 1995 г.)	100	СНИИХМ	ГХК,г.Красноярск
Отходы АЭС и исследовательских центров (тех. проект 1994 г.)	50	СНИИХМ	г.Актау
Отходы АЭС и исследовательских центров (тех. проект 1995 г.)	50	СНИИХМ	Южно-Украинская АЭС

В плане обращения с твердыми радиоактивными отходами отдельно следует сказать о новом направлении научно-технической работы СвердНИИхиммаша. Это связано с созданием специальных установок для дезактивации, разделки, переплавки и возврата в оборот металлоизделий после снятия с эксплуатации оборудования радиохимических предприятий и АЭС.

Что касается очистки радиоактивных газовых выбросов, то СвердНИИхиммаш оснащал и продолжает оснащать по своим проектам многие радиохимические производства как отдельными видами фильтровальных аппаратов, так и комплексными системами газоочистки. Примером последних является газоочистная система для перерабатывающего завода в

г.Красноярске, перерабатывающего завода и печи остекловывания в ПО "Маяк". В этих системах наряду с привычными фильтровальными аппаратами применены специальные колонны для улавливания и регенерации азотной кислоты. Для всех отечественных АЭС разработаны и успешно освоены унифицированные системы очистки от радиоактивных благородных газов и системы дожигания водородсодержащих смесей после конденсаторов турбин. Проведены значительные экспериментальные исследования и опытно-конструкторские работы по созданию фильтра для локализации ядерных материалов при тяжелых авариях на АЭС.

Кроме вышеуказанного специфичного для переработки радиоактивных отходов оборудования, СвердНИИхиммашем, являющимся головной научно-исследовательской и конструкторской организацией атомной промышленности, накоплен значительный опыт в создании другого технологического оборудования, которое в тех или иных случаях может с успехом применяться в составе аппаратурно-технологических схем по обращению с радиоактивными отходами. К таким видам оборудования можно отнести дистиляционные опреснительные установки, ректификационные установки, кристаллизаторы, центрифуги, экстракторы, ионообменные фильтры, герметичные насосы, камерное оборудование и многое другое.

Особо следует остановиться на специфике разработки и изготовления вышеуказанного оборудования для обращения с радиоактивными отходами. Во многих случаях это оборудование работает в мощных полях радиоактивного излучения и поэтому устанавливается в каньонах или защитных камерах. Таким образом практически исключается доступ к оборудованию эксплуатационного и ремонтного персонала в течение всего срока эксплуатации или межремонтного периода. Данное обстоятельство накладывает повышенные требования к качеству разработки и изготовления. Разрешенные к применению материалы должны соответствовать высоким требованиям работы в коррозионной среде и радиоактивных полях. Конструкция аппаратов должна быть простой, обеспечивать герметичность, надежность и долговечность, выдерживать температурные поля, цикличность, сейсмическое воздействие. Все эти требования к оборудованию отражены в специальных нормативных документах, например, для оборудования радиохимических предприятий - ОСТ 95 10439-91, а для оборудования АЭС - ОПБ-88 (ПНАЭ Г-1-011-89), ПНАЭ Г-7-008-89 и других документах. Весь технологический цикл создания оборудования - от разработки чертежей до изготовления и монтажа - сопровождается программой обеспечения качества и отслеживается специальными контролирующими органами. Выполнение всех работ проводится организациями, владеющими специальными лицензиями контролирующих органов, а специалисты периодически сдают экзамены и получают право на соответствующие работы.

Следует понимать, что научно-практические возможности создания средств по переработке радиоактивных отходов не всегда на 100% реализуются на тех или иных предприятиях атомной промышленности. Есть предприятия, которые далеко продвинулись в области переработки РАО, но есть и такие, которые в силу экономических, а часто и организационно-технических причин не оснащены современными установками. Федеральная целевая программа по обращению с ядерным топливом и радиоактивными отходами на 1996-2005 годы предусматривает создание условий по вводу в действие природоохранных установок по переработке РАО практически на всех объектах, независимо от их ведомственной принадлежности, где могут образовываться радиоактивные отходы.

Таким образом, благодаря многолетнему творческому труду ученых и инженеров в Российской атомной промышленности имеется полный набор самых передовых технологий и инженерных средств для обращения с РАО.

Вернемся к концепциям по обращению с радиоактивными отходами. В России эти концепции выверены, подтверждены фундаментальными, прикладными исследованиями и промышленной практикой реализации в крупных масштабах. Исключение составляет заключительная часть обращения с РАО - практическое захоронение высокоактивных кондиционированных отходов. Здесь пока наработок недостаточно, особенно в области экспериментальных исследований захоронения РАО на подземных полигонах в гранитных или солевых массивах. Много лет уже дискутируется вопрос о создании подземных полигонов и лабораторий, подобных тем, которые имеют такие страны как Германия, Франция, США. Однако состояние экономики пока не позволяет провести в жизнь эти проекты. Через 20-25 лет потребуется уже реально решать задачу окончательного захоронения остеклованных отходов ПО "Маяк", которые сейчас находятся во временном хранилище при цехе остекловывания.

Анализ состояния проблемы обращения с токсичными и вредными отходами, не менее опасными для биосферы чем радиоактивные отходы, показывает, что в традиционных, можно сказать,"старых" отраслях промышленности, например, в химической, энергетической и других не имеется достаточно стройных концепций и единообразных способов переработки и локализации отходов. Актуальность интенсификации природоохранных работ во всех отраслях хозяйства очевидна. Опыт ученых и специалистов Минатома России может быть в полной мере использован для этих первоочередных задач.

Методический подход, предварительные результаты моделирования и обоснования безопасности приповерхностного захоронения альфа-содержащих НАО

Т. А. Гупало, В. П. Бейгул, В. Ю. Коновалов, В. А. Приходько, ВНИПИпромтехнологии, Москва

ВНИПИПТ выполняет работы с целью обоснования возможности приповерхностного захоронения на территории СХК НАО с небольшим содержанием трансурановых радионуклидов. Разработан методический подход, выполняется математическое моделирование и предварительное обоснование безопасности приповерхностного захоронения НАО.

В российских нормативных документах СПОРО-2002 и ОСПОРБ-99 определено, что суммарная удельная активность НАО, в состав которых входят трансурановые элементы, не должна превышать 10^4 Бк/кг. На основании этого ограничения и удельной активности радионуклидов Pu-239, Am-241, Np-237, U-238 определены максимально допустимые удельные содержания указанных радионуклидов в НАО (рис.1). Если суммарная активность НАО определяется только одним их указанных радионуклидов, его максимальное содержание не должно превышать следующего значения:

- Pu-239 – $4.3\cdot10^{-6}$ г/кг; Am-241 - $7.9\cdot10^{-9}$ г/кг;
- Np-237 - $3.9\cdot10^{-4}$ г/кг; U-238 – $8.1\cdot10^{-1}$ г/кг.

Если в отходах присутствуют одновременно несколько радионуклидов, удельное содержание каждого из них должно быть меньше, чтобы суммарная активность всех радионуклидов не превышала 10^4 Бк/кг.

В настоящее время отсутствуют исходные данные по радионуклидному составу захораниваемых НАО завода MFFF-R, поэтому математическое моделирование процессов массопереноса и сорбции выполняется для каждого из указанных радионуклидов при содержаниях, соответствующих рис.1. Это обеспечит запас по безопасности.

Схема и размеры модулей могильника НАО предварительно приняты на основании методического материала МАГАТЭ IAEA-TECDOC-1380 (2003г.).

Могильник НАО состоит из нескольких модулей со следующими размерами (рис.2): длина – 100м, ширина – 15м, глубина – 6м.

Бочки с НАО объемом по 0.2м размещаются слоями, в каждом модуле размещается 6 слоев бочек. Коэффициент полезного использования объема модуля принимается равным 0.5. При этом объем НАО в одном модуле равен 4500 $м^3$, масса- 9000 тонн.

Общее максимальное количество альфа-содержащих радионуклидов в одном модуле не должно превысить следующих значений (рис.1):

Pu-239 – 0.039 кг; Am-241- 0.00071кг;

Np-237 – 3.5 кг; U-238 - 7300кг.

На схеме могильника НАО (рис.2) указаны расстояния до границы могильника $L_м$ = 20 м и до границы участка $L_у$=70 м.

<u>Критерий безопасности:</u>

L_i макс. < $L_у$,

т.е. максимальный радиус L_iмакс распространения фронта концентрации любого i-го радионуклида, равной уровню вмешательства для данного радионуклида, не должен выходить за пределы участка L_y могильника НАО.

В результате натурных и лабораторных исследований должны быть определены диапазоны возможных значений параметров, влияющих на процессы миграции и сорбции радионуклидов. Указанный критерий должен выполняться для консервативных значений параметров.

В соответствии с представленным методическим подходом к обоснованию безопасности приповерхностного захоронения НАО, выполнено математическое моделирование массопереноса для Pu-239 и Np-237.

Результаты математического моделирования показаны на рис.3.

При скоростях грунтовых вод в глинах до 20 м/год максимальный радиус распространения радионуклидов с концентрацией, равной их уровню вмешательства, составил:

- для Pu-239 – 7 м (т.е. даже меньше $L_м$=20 м и тем более меньше L_y=70 м),
- для Np-237 – 57 м (т.е. меньше L_y=70 м).

Уточненные оценки безопасности будут выполнены после получения уточненных исходных данных.

На основании предварительных оценок, при содержаниях Pu-239 и Np-237 в соответствии с допустимыми уровнями для НАО, может быть обеспечена экологическая безопасность их захоронения в приповерхностном могильнике в глинистых породах.

Для определения места возможного размещения приповерхностного могильника НАО на территории СХК были рассмотрены условия в районе существующего полигона глубокого захоронения жидких РАО СХК.

Предварительно может быть предложен участок в восточной части пл.18 (рис.5), который сложен глинистыми породами, с глубоким расположением уровня подземных вод.

Для обоснования выбора площадки для могильника НАО необходимо провести специальные геолого-геофизические и гидрогеологические исследования.

Выводы

1. На основании предварительных оценок, на территории СХК может быть создан приповерхностный могильник НАО с небольшими количествами альфа-содержащих радионуклидов.
2. Для обоснования места расположения площадки под могильник НАО следует провести специальные геолого-геофизические и гидрогеологические исследования.

Рис.1. Исходные данные для математического моделирования

Предварительные характеристики модуля приповерхностного могильника НАО:

Объем V_1=9000м^3
Длина l_1=100м
Ширина a_1=15м
Глубина h_1=6м

Коэффициент полезного использования K_v=0.5
Плотность цементной матрицы $c_ц$=2000кг/м^3
Объем и масса РАО в одном модуле:
V_1(РАО)=4500м^3; M_1(РАО)=9000тонн

Максимальные количества ТУЭ при захоронении НАО

Радионуклид	Удельная активность Бк/г	Максимально допустимое содержание в НАО, г/кг	Уровень вмешательства *		Максимальное количество в модуле, кг
			Бк/кг	г/л	
Pu – 239	2.3+9	4.3-6	0.56	2.3-10	3.9-2
Am – 241	1.27+11	7.9-8	0.69	5.4-12	7.1-4
Np – 237	2.57+7	3.9-4	1.3	5.1-8	3.5
U – 238	1.24+4	8.1-1	3.1	2.5-4	7.3+3

*НРБ-99

Активность ТУЭ (суммарная) в НАО: $a^{Ó}_{ТУЭ}$<10^{4}Бк/кг (СПОРО-2002)

Критерий безопасности: ***$L_{iмакс}$ – максимальный радиус распространения фронта допустимой концентрации i-ого радионуклида;***

Рис.2. Схема приповерхностного могильника НАО
(IAEA TECDOC-1380)

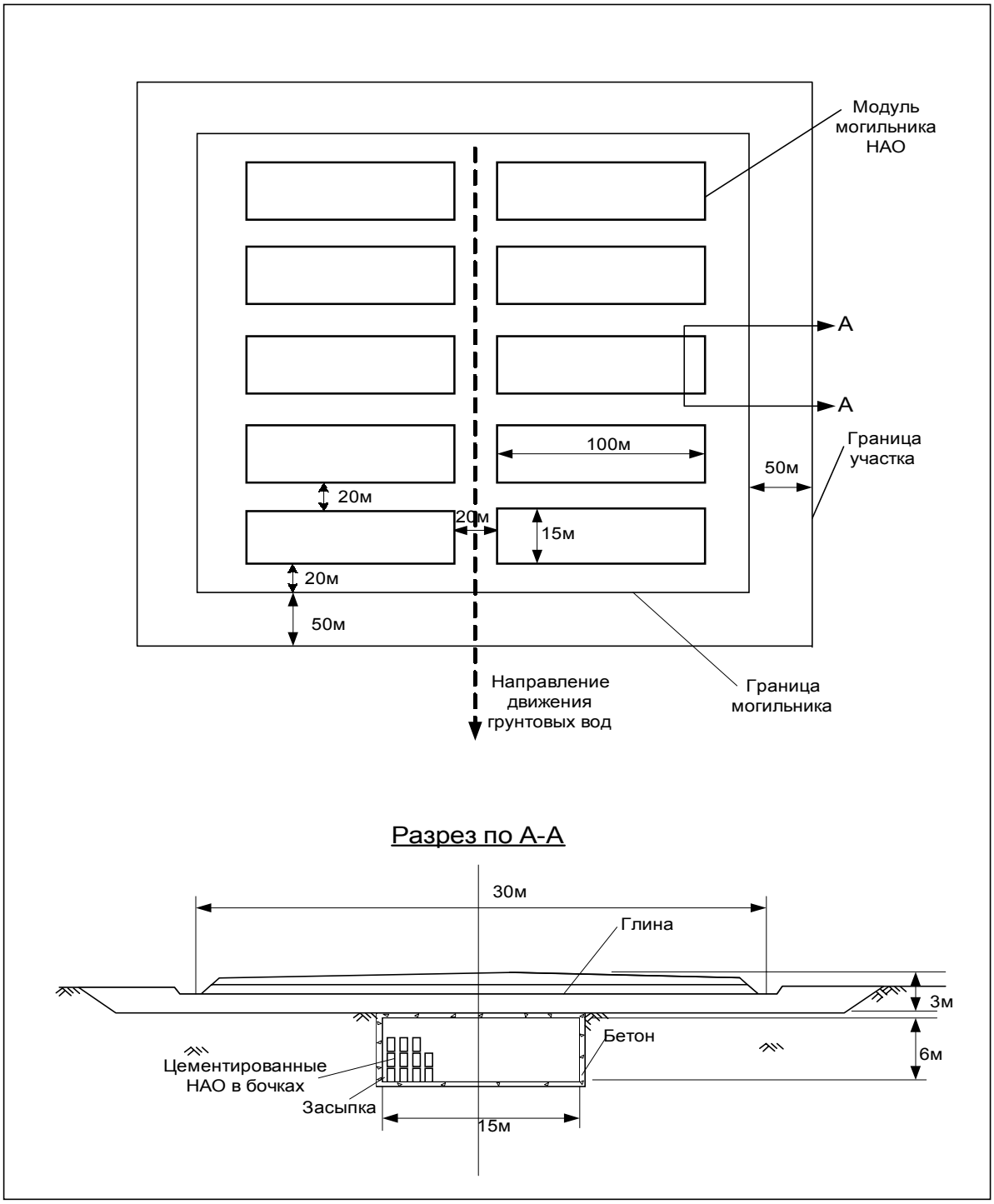


РИС.3. ДИНАМИКА ДВИЖЕНИЯ ФРОНТОВ УРОВНЕЙ ВМЕШАТЕЛЬСТВА ДЛЯ

Pu-239 и Np-237 из модуля приповерхностного могильника НАО

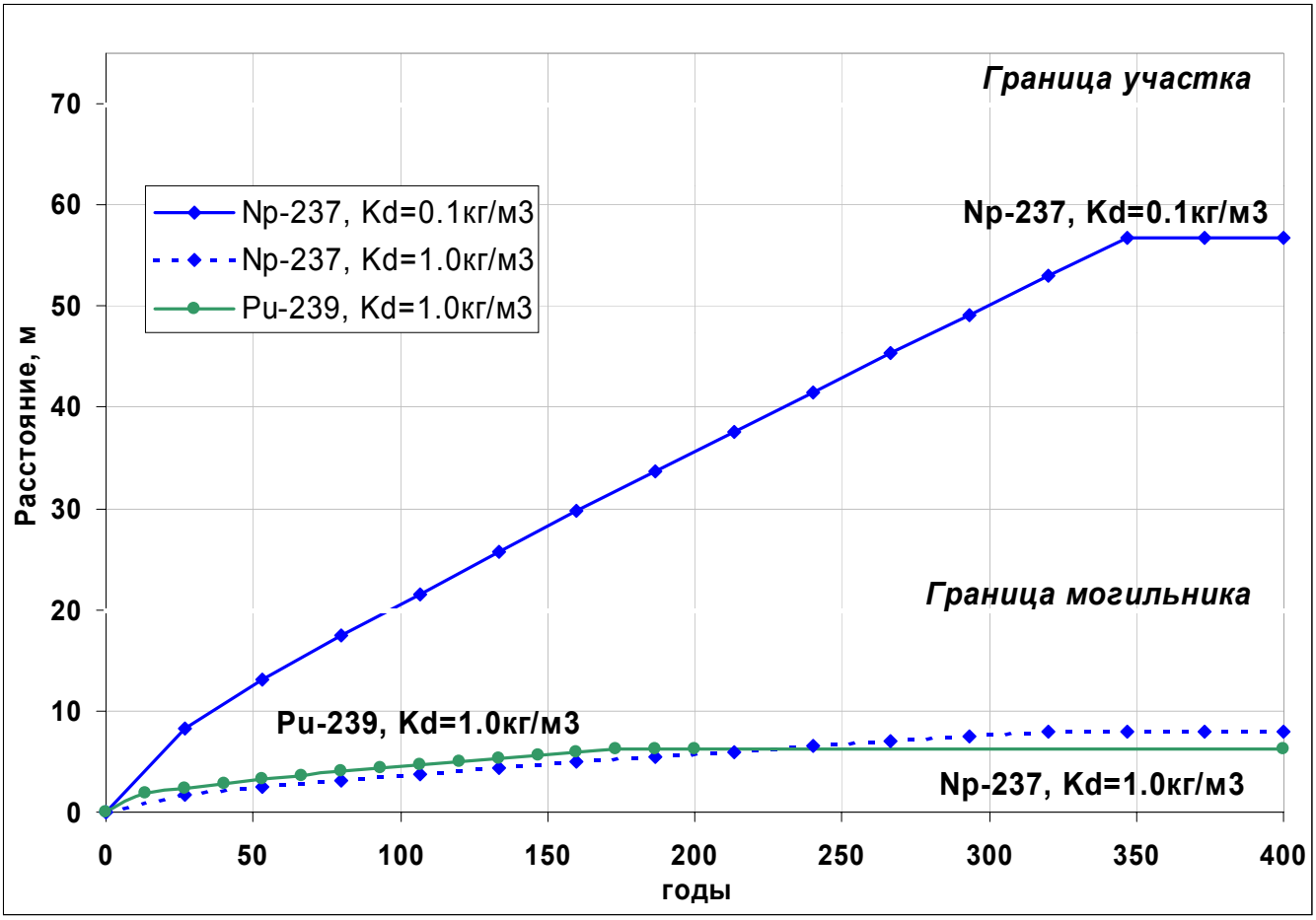
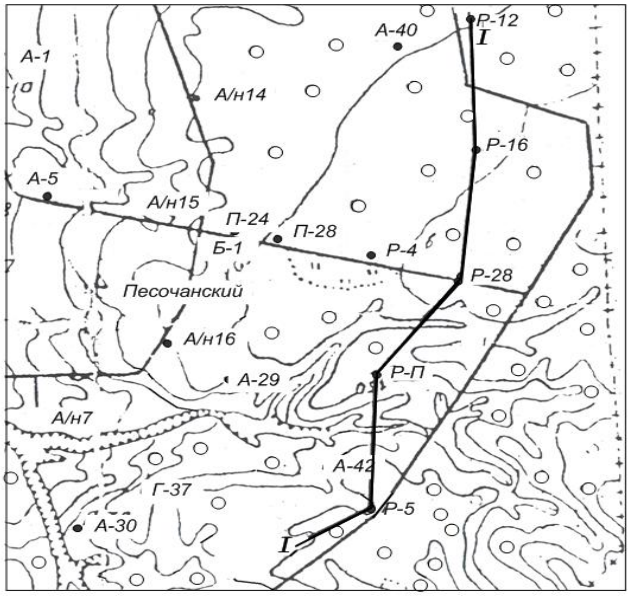
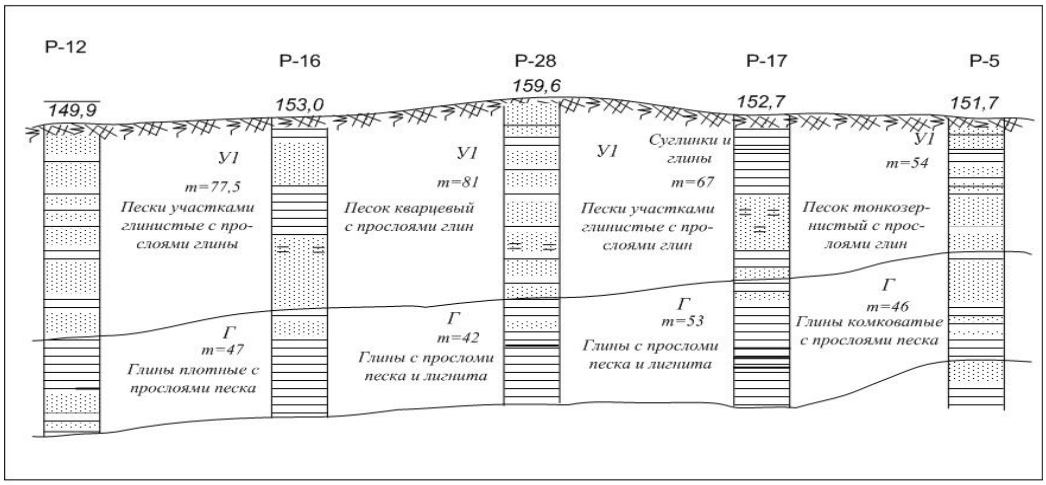


РИС.4. УЧАСТОК ВОЗМОЖНОГО РАСПОЛОЖЕНИЯ МОГИЛЬНИКА НАО



Фрагмент плана площадки 18



Схематический геологический разрез по линии I - I

Методический подход, предварительные результаты моделирования и обоснования безопасности приповерхностного захоронения α-содержащих НАО

Т.А.Гупало, В.П.Бейгул, В.Ю.Коновалов, В.А.Приходько

(ВНИПИПТ, Москва)

Исходные данные для математического моделирования

Предварительные характеристики модуля приповерхностного могильника НАО:

Объем V_1=9000м^3
Длина l_1=100м
Ширина a_1=15м
Глубина h_1=6м

Коэффициент полезного использования K_v=0.5
Плотность цементной матрицы $\rho_ц$=2000кг/м^3
Объем и масса РАО в одном модуле:
V_1(РАО)=4500м^3; M_1(РАО)=9000тонн

Максимальные количества ТУЭ при захоронении НАО

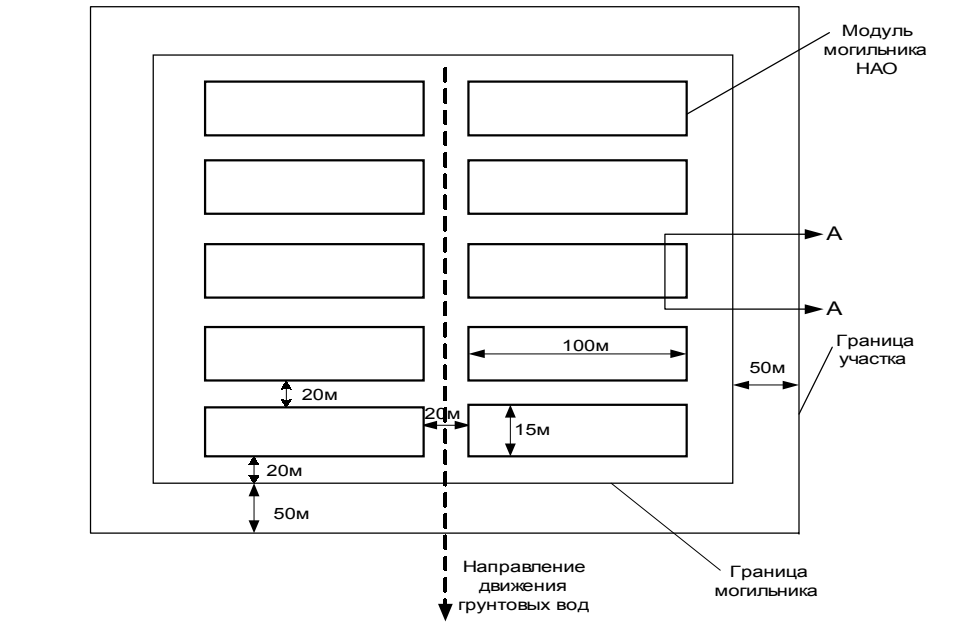
Радионуклид	Удельная активность Бк/г	Максимально допустимое содержание в НАО, г/кг	Уровень вмешательства *		Максимальное количество в модуле, кг
			Бк/кг	г/л	
Pu – 239	2.3+9	4.3-6	0.56	2.3-10	3.9-2
Am – 241	1.27+11	7.9-8	0.69	5.4-12	7.1-4
Np – 237	2.57+7	3.9-4	1.3	5.1-8	3.5
U – 238	1.24+4	8.1-1	3.1	2.5-4	7.3+3

*НРБ-99

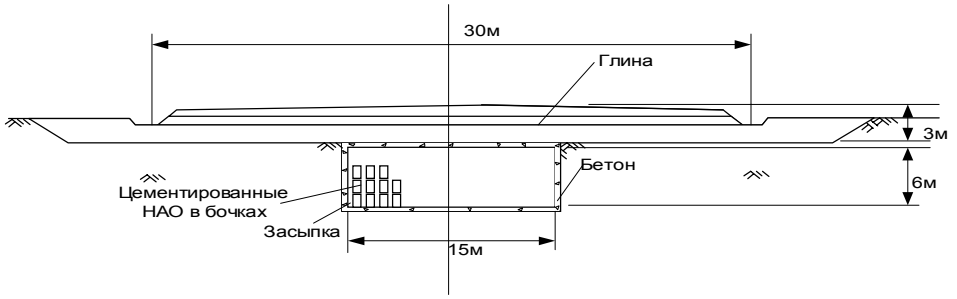
Активность ТУЭ (суммарная) в НАО: $a^{\Sigma}_{ТУЭ}<10^4$Бк/кг (СПОРО-2002)

Критерий безопасности: *$L_{iмакс}$ – максимальный радиус распространения фронта допустимой концентрации i-ого радионуклида;*

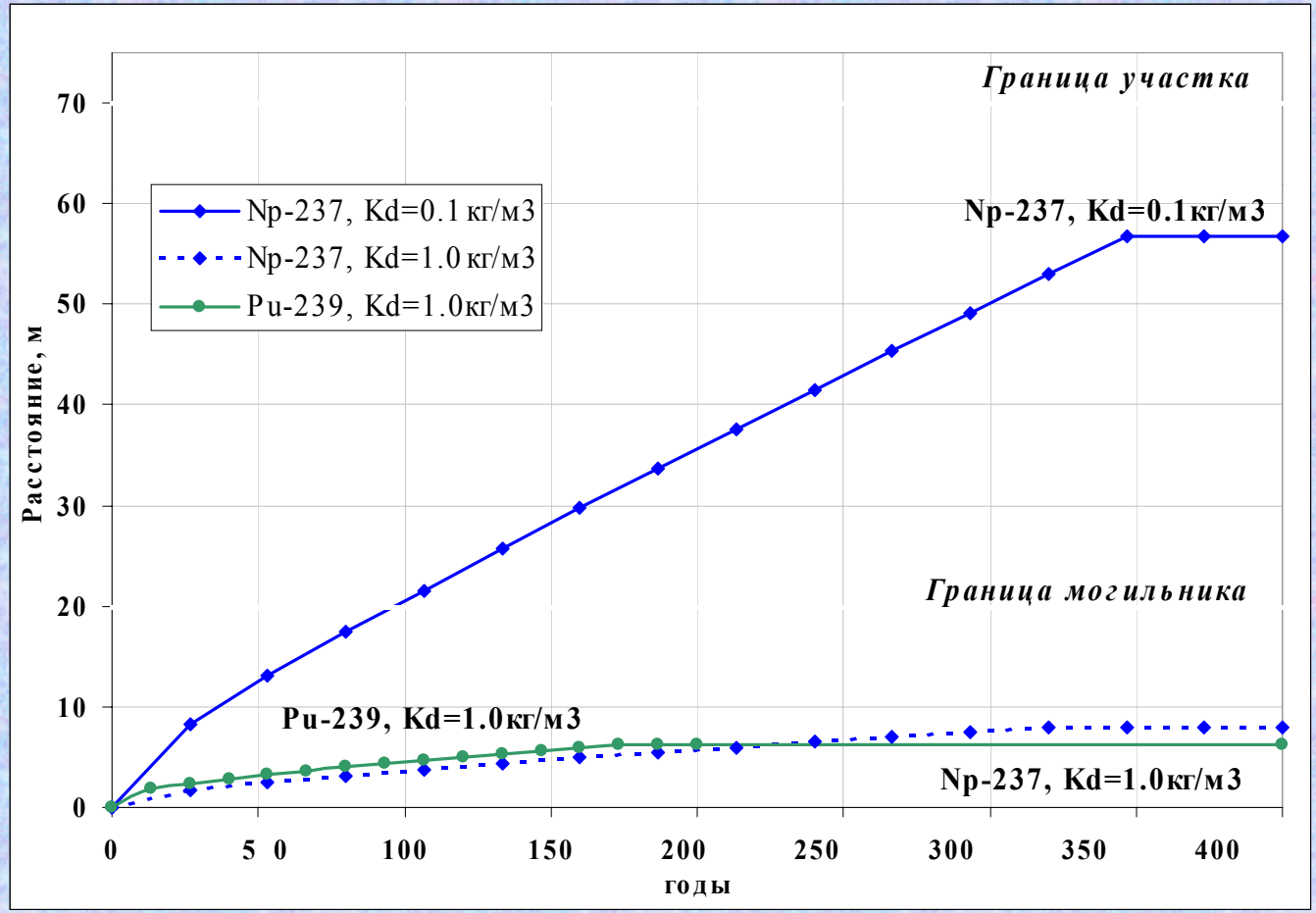
Схема приповерхностного могильника НАО (IAEA TECDOC-1380)



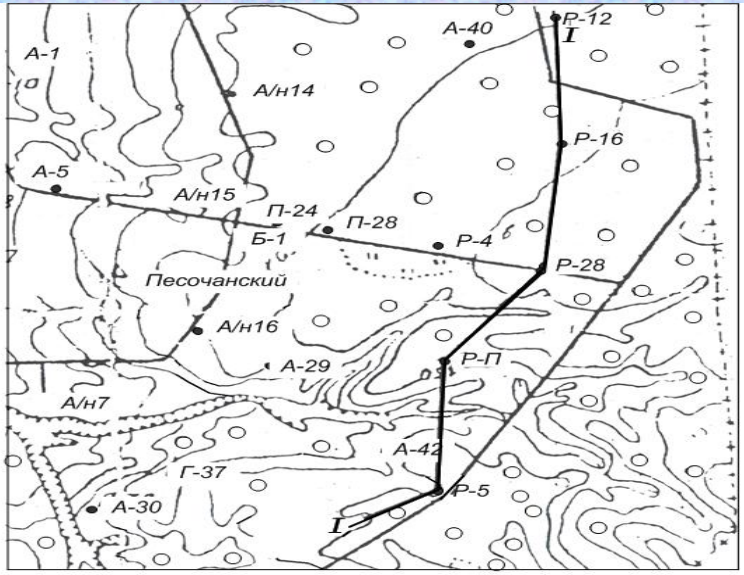
Разрез по А-А



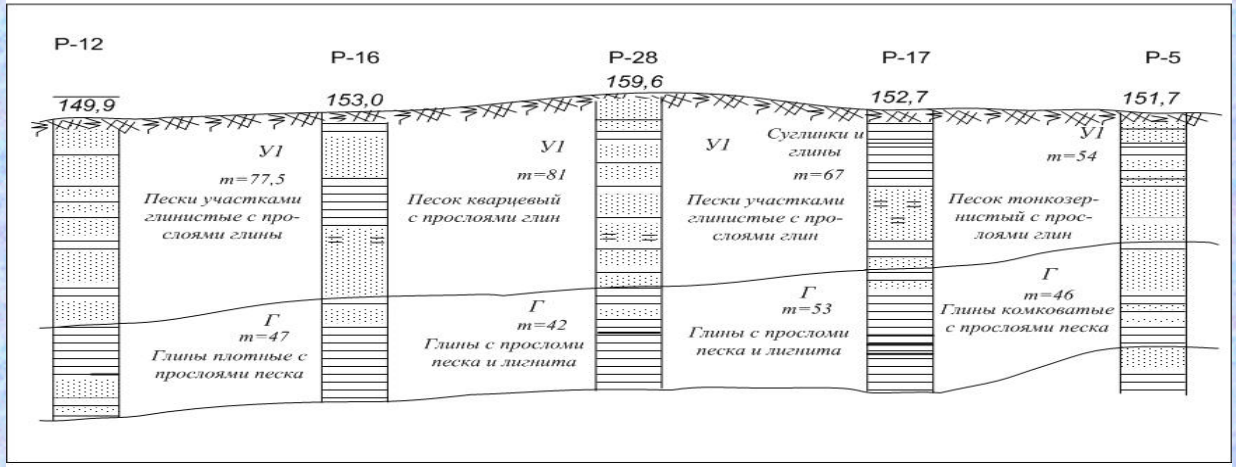
Динамика движения фронтов уровней вмешательства для Pu-239 и Np-237 из модуля приповерхностного могильника НАО



Участок возможного расположения могильника НАО



Фрагмент плана площадки 18



Схематический геологический разрез по линии I - I

ВЫВОДЫ И ПРЕДЛОЖЕНИЯ

1. Разработан методический подход к математическому моделированию и обоснованию безопасности приповерхностного захоронения НАО с небольшим количеством Pu, Am, Np, U на площадке СХК.

2. Для предварительного математического моделирования и оценки безопасности приповерхностного захоронения НАО завода MFFF-R использованы исходные данные по содержанию ТУЭ и уровням вмешательства на основе российских нормативных документов.

Объемно-планировочные решения и размеры могильника НАО соответствуют методическому материалу МАГАТЭ IAEA-TECDOC-1380.

3. Предварительные оценки безопасности приповерхностного захоронения НАО выполнены для Pu-239 и Np-237.

ВЫВОДЫ И ПРЕДЛОЖЕНИЯ

59 **4. На основании прогнозирования процессов массопереноса Pu-239 и Np-237 с подземными водами и сорбции на породах получены следующие результаты:**

при скоростях грунтовых вод в глинах до 20м/год максимальный радиус распространения радионуклидов с допустимой концентрацией не превысит для Pu-239 – 7м, для Np-237 – 57м, что меньше расстояния 70м до границы участка.

5. На основании предварительных оценок можно сделать вывод, что при захоронении отвержденных НАО с небольшими количествами трансурановых элементов
в приповерхностном могильнике в глинистых породах может быть обеспечена экологическая безопасность в соответствии с российскими нормативными документами.

6. Предварительно предложен участок для размещения приповерхностного могильника НАО в восточной части пл.18 СХК, характеризующейся благоприятным расположением уровня грунтовых вод и наличием глинистых пород.

Для обоснования места расположения площадки целесообразно предусмотреть проведение специальных геолого-геофизических и гидрогеологических работ.

Methodological Approach, Preliminary Modeling And Alpha-containing LLW Near Surface Disposal Safety Justification Results

T.A. Gupalo, V.P. Beygul, V.Yu. Konovalov, V.A. Prihodko

(VNIPIPT, Moscow)

Basic data for the mathematical modeling

LLW near surface repository module previous characteristics :

Volume V_1=9000m^3
Length l_1=100m
Thickness a_1=15m
Depth h_1=6m

Coefficient of efficient using K_v=0.5
Cement matrix density ρ_c=2000kg/m^3
RW volume and mass in one module:
V_1(LLW)=4500m^3; M_1(LLW)=9000tons

Transuranium elements maximum amount at the LLW disposal

Radionu-clide	Specific activity Bq/g	Maximum permissible content in LLW, g/kg	Intervention limit level *		Maximum amount in the module, kg
			Bq/kg	g/litre	
Pu – 239	2.3+9	4.3-6	0.56	2.3-10	3.9-2
Am – 241	1.27+11	7.9-8	0.69	5.4-12	7.1-4
Np – 237	2.57+7	3.9-4	1.3	5.1-8	3.5
U – 238	1.24+4	8.1-1	3.1	2.5-4	7.3+3

*NRB-99

Transuranium elements activity (total) in LLW: $a^{\Sigma}_{ТУЭ}<10^4$Bq/kg (SPORO-2002)

Safety criterion: *Lімакс< Ly*

L_{imax} –i's radionuclide permissible concentration front spreading maximal radius;
Ly - distance to the site border

CONCLUSIONS AND PROPOSALS

1. The methodical approach to the mathematical modeling and safety justification of near surface disposal of LLW with small amount of Pu, Am, Np, U at the SCC site has been developed.

2. Data on the transuranium elements content and intervention levels based on the Russian normative documents were used for preliminary mathematical modeling and LLW from MFFF-R near surface disposal safety assessment.

Volume and lay-out decisions and LLW repository dimensions are in conformity with methodical document IAEA-TECDOC-1380.

3. Preliminary safety assessments of LLW near-surface disposal are performed for Pu-239 и Np-237.

CONCLUSIONS AND PROPOSALS

4. The results obtained on the basis of forecast of Pu-239 и Np-237 mass transfer with underground waters and sorption on rocks are as follows:
with ground water velocity in clays up to 20 m/y maximum radius of distribution of radionuclides with admissible concentration will not exceed for Pu-239 – 7m, for Np-237 – 57m, that is less than distance to site boundary, i.e. 70m.

5. Based on preliminary estimations one can make a conclusion that ecological safety of disposition of solidified LLW with small amount of transuranium elements in near surface repository in clay rocks can be ensured in accordance with Russian normative documents.

6. A site for near surface LLW repository location is suggested in the eastern part of area 18 of the SCC, which is typified by favorable position of ground water level and availability of argillaceous rocks.
To justify site's location it is expedient to envisage performance of special geologic and geophysical and hydrogeologic works.

Российско-американское совещание по вопросам обращения с РАО, образующимися при производстве МОКС топлива

15 – 17 ноября, 2004, Санкт-Петербург

РАЗРАБОТКА НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.А. Неретин

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)

РАЗРАБАТЫВАЕМЫЕ ДОКУМЕНТЫ

В рамках Программы утилизации избыточного оружейного плутония проводится разработка следующих нормативных документов Ростехнадзора (в области обращения с РАО):

- **"Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла" (НП-016-2000 - пересмотр);**
- **"Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения" (новый документ, ФНП);**
- **"Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности" (новый документ, ФНП);**
- **"Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности" (новый документ, ФНП).**

СТАТУС РАЗРАБАТЫВАЕМЫХ ДОКУМЕНТОВ

"Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла" (НП-016-2000)	-	подготовлен проект второй редакции 15.11.2004 рассмотрение 2-й ред.
"Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения" (ОПБ РАО)	-	проект окончательной редакции опубликован (Вестник, № 3, 2004, с. 127-137)
"Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности"	-	НП-055-04, утвержден 19.10.2004, вводится в действие с 05.01.2005
"Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности"	-	подготовлен проект второй редакции рассмотрение 2-й ред. - ноябрь

ОПБ ОЯТЦ (НП-016-2000) - ПЕРЕСМОТР

6.26. В проекте должно быть предусмотрено безопасное обращение с радиоактивными отходами объекта ЯТЦ, представлены методы и средства для ограничения образования радиоактивных отходов на минимальном, практически достижимом уровне.

В проекте должны быть приведены:

- методы и средства сбора, переработки, кондиционирования и хранения РАО;
- средства очистки газов от РВ перед их выбросом в атмосферу;
- средства очистки растворов от РВ перед их сбросом в естественные и искусственные водоемы;
- средства транспортирования РАО в пределах объекта ЯТЦ и до мест их захоронения.

В проекте должны ***быть определены состав и количество*** РАО, образующихся при нормальной эксплуатации объекта ЯТЦ, ***а также дана оценка состава и количества РАО, образующихся при проектных авариях***.

6.13.1. Технологические системы и элементы объекта ЯТЦ, содержащие ЯМ, РВ и РАО, должны размещаться в герметичных помещениях. - ***исключить***

НП-055-04 (1)

Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности

- Утвержден постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 19 октября 2004 г. № 8

- **Вводится в действие с 5 января 2005 года**

НП-055-04 (2)

Содержание

1. НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

2. ЦЕЛЬ, ПРИНЦИПЫ, КРИТЕРИИ И ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

3. ТРЕБОВАНИЯ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

- **3.1. Требования к обеспечению безопасности, реализуемые при размещении ПЗРО**
- **3.2. Требования безопасности, реализуемые при проектировании и сооружении ПЗРО**
- **3.3. Требования к обеспечению безопасности при эксплуатации ПЗРО и ПГЗ ЖРО**
- **3.4. Требования безопасности, реализуемые при закрытии ПЗРО и ПГЗ ЖРО**

4. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

ПРИЛОЖЕНИЯ 1-6

НП-055-04 (3)

НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

1.1. Настоящий документ устанавливает принципы, критерии и основные требования обеспечения безопасности при приповерхностном захоронении РАО, захоронении РАО в глубокие геологические формации, а также при захоронении ЖРО.

1.2. Настоящий документ распространяется на проектируемые, сооружаемые, эксплуатируемые и закрываемые ПЗРО, а также на эксплуатируемые и закрываемые ПГЗ ЖРО.

НП-055-04 (4)

ЦЕЛЬ, ПРИНЦИПЫ, КРИТЕРИИ И ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ

2.1. Целью обеспечения безопасности при захоронении РАО является их надежная изоляция, обеспечивающая радиационную безопасность человека и окружающей среды на весь период потенциальной опасности РАО.

2.2. При захоронении РАО должны соблюдаться следующие принципы:

- оптимизации (поддержание на возможно низком и достижимом уровне радиационного воздействия)

- многобарьерности (долговременная безопасность в период после закрытия ПЗРО должна обеспечиваться применением системы барьеров)

- защиты будущих поколений

- невозложение чрезмерного бремени на будущие поколения

НП-055-04 (5)

ЦЕЛЬ, ПРИНЦИПЫ, КРИТЕРИИ И ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ

2.5. Выбор способа захоронения РАО (приповерхностное захоронение или захоронение в глубокие геологические формации), конструкции хранилища и свойств барьеров должен определяться и обосновываться в проекте ПЗРО в зависимости от характеристик РАО (радионуклидный состав, удельная активность, период потенциальной опасности, физико-химические свойства), с учетом природных условий размещения ПЗРО.

Допустимое содержание радионуклидов в РАО, захораниваемых в приповерхностных ПЗРО, приведено в приложении 1. РАО, содержащие радионуклиды в количестве, превышающем указанные в приложении 1 пределы, должны захораниваться в ПЗРО глубокого заложения (*в глубокие геологические формации*).

Приложение 1. Допустимое содержание радионуклидов в РАО, захораниваемых в приповерхностных ПЗРО

Радионуклиды	Активность, Бк/м^3
Радионуклиды с периодом полураспада менее 5 лет	Не ограничена
H-3	Не ограничена
C-14	$3{,}0.10^{11}$
C-14 в активированном металле	$3{,}0.10^{12}$
Ni-59 в активированном металле	$8{,}1.10^{12}$
Co-60	Не ограничена
Ni-63	$2{,}6.10^{13}$
Ni-63 в активированном металле	$2{,}6.10^{14}$
Sr-90	$2{,}6.10^{14}$
Nb-94 в активированном металле	$7{,}4.10^{9}$
Cs-137	$1{,}7.10^{14}$
Tc-99	$1{,}1.10^{11}$
I-129	$3{,}0.10^{9}$
Pu-241	$1{,}3.10^{5}$ Бк/г
Cm-242	$7.4.10^{5}$ Бк/г
Уран и трансурановые альфа-излучающие радионуклиды с периодом полураспада больше 5 лет*	**$3{,}7.10^{3}$ Бк/г**

*** максимальное значение для отдельной упаковки, средняя удельная активность в ПЗРО не более 370 Бк/г**

НП-055-04 (6)

ЦЕЛЬ, ПРИНЦИПЫ, КРИТЕРИИ И ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ

2.22. Достаточность принятых проектом ПЗРО (ПГЗ ЖРО) технических решений по обеспечению безопасности должна быть обоснована для всего периода потенциальной опасности захороненных РАО с учетом возможных внешних воздействий природного и техногенного происхождения в районе размещения ПЗРО (ПГЗ ЖРО), а также с учетом протекающих в ПЗРО (ПГЗ ЖРО) физических и химических процессов.

2.24. В ООБ ПЗРО (ПГЗ ЖРО) должны быть указаны методики и программы, используемые для обоснования безопасности ПЗРО (ПГЗ ЖРО) и прогнозного расчета при оценке безопасности системы захоронения РАО, и приведены области их применения. Используемые программы должны быть аттестованы в установленном порядке.

Приложение 4. Примерный перечень исходных событий, учитываемых при прогнозном расчете для оценки безопасности системы захоронения приповерхностных ПЗРО

1. Внешние воздействия природного происхождения, свойственные району размещения ПЗРО:

- сейсмические явления;
- изменение интенсивности осадков из-за перемены климата.

2. Внутренние воздействия, включая:

- образование химических соединений, снижающих изолирующие свойства барьеров;
- газовыделение за счет процессов коррозии контейнеров и конструкционных материалов;
- микробиологическое разложение органических РАО;
- химическое разложение РАО;
- деградация инженерных барьеров за счет длительных воздействий радиационно-физических факторов;
- механическое воздействие вышележащих (покрывающих хранилище РАО) горных пород;
- физико-химическое (геохимическое) взаимодействие РАО со средами ближней зоны ПЗРО.

3. Деятельность человека, включая:

- сельскохозяйственные работы;
- использование грунтовых вод;
- размещение населенных пунктов;
- непреднамеренное использование радиоактивно загрязненных сред из ПЗРО в качестве сырья для производства стройматериалов;
- археологические изыскания;
- различные виды промышленной деятельности.

4. Проникновение животных и корней растений

НП-055-04 (7)

Требования безопасности при проектировании и сооружении ПЗРО

3.2.1. В проекте ПЗРО на основе прогнозного расчета для оценки безопасности системы захоронения РАО с учетом приложения 1 настоящего документа должны быть установлены и обоснованы:

- радионуклидный состав РАО, захораниваемых в ПЗРО;
- допустимая суммарная активность РАО, захораниваемых в ПЗРО;
- суммарная и удельная активность радионуклидов в упаковке РАО (средняя и максимальная) в ПЗРО;
- допустимое количество хранящихся и захораниваемых упаковок РАО в ПЗРО.

3.2.2. Проектом ПЗРО должны быть установлены критерии приемлемости кондиционированных РАО для их захоронения с учетом характеристик упаковок РАО.

3.2.3. Проектом ПЗРО должны быть установлены требования к свойствам контейнеров (конструкционные материалы, масса, размер, конструкция, механические свойства), а также к упаковкам РАО в целом.

НП-055-04 (8)

ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ РАО

4.2. Программа обеспечения качества при захоронении РАО должна быть направлена на:

- организацию контроля качества проведения технологических процессов при захоронении РАО;
- получение достоверной и полной информации о количественном и качественном составах захораниваемых РАО;
- организацию контроля соответствия качественных и количественных характеристик захораниваемых РАО критериям приемлемости, которым они должны отвечать при захоронении;
- обеспечение требуемой надежности барьеров при эксплуатации и в период после закрытия ПЗРО (ПГЗ ЖРО);

…..

ОПБ РАО (1)

Содержание

1. НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

2. ЦЕЛИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО

3. ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО

4. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО

5. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ РАО

6. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО, ОБРАЗУЮЩИМИСЯ ПРИ ДОБЫЧЕ И ПЕРЕРАБОТКЕ РУД РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ И ДРУГИХ ПОЛЕЗНЫХ ИСКОПАЕМЫХ

7. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО, НАКОПЛЕННЫМИ В ПОВЕРХНОСТНЫХ ВОДОЕМАХ-ХРАНИЛИЩАХ ЖРО И ХВОСТОХРАНИЛИЩАХ

8. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО, ОБРАЗУЮЩИМИСЯ ПРИ РЕАБИЛИТАЦИИ ТЕРРИТОРИЙ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

ОПБ РАО (2)

НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

- регламентирует вопросы безопасности при обращении с РАО и устанавливает цели, принципы и общие требования обеспечения безопасности при обращении с РАО;

ЦЕЛИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

- обеспечение надежной защиты работников (персонала) и населения от радиационного воздействия РАО сверх установленных нормами радиационной безопасности уровней;
- обеспечение надежной изоляции ЖРО и ТРО от окружающей среды, защита настоящего и будущих поколений, биологических ресурсов от радиационного воздействия сверх пределов, установленных нормами радиационной безопасности;
- предотвращение выброса (сброса) при обращении с РАО в окружающую среду в количестве, превышающем допустимые выбросы (сбросы).

ОПБ РАО (3)

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

- **защита здоровья человека** (обеспечение приемлемого уровня защищенности работников и населения от радиационного воздействия);
- **охрана окружающей среды** (обеспечение приемлемого уровня защищенности окружающей среды);
- **учет взаимосвязи между стадиями образования РАО и обращения с ними**;
- **защита будущих поколений**;
- **невозложение чрезмерного бремени на будущие поколения**;
- **контроль за образованием и накоплением РАО** (образование и накопление РАО должны ограничиваться на минимальном практически достижимом уровне);
- **предотвращение аварий** с радиационными последствиями **и ослабление возможных последствий** в случае их возникновения.

ОПБ РАО (4)

ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ

4.11. В проектной и эксплуатационной документации ОИАЭ должны быть приведены радионуклидный состав, величина активности и количество РАО, образующихся при нормальной эксплуатации ОИАЭ и при авариях.

4.12. В проектной и эксплуатационной документации ОИАЭ должны быть приведены технические решения и организационные мероприятия по безопасному хранению РАО каждой категории, а также установлены и обоснованы предельно допустимое количество (объем) хранящихся РАО, их удельная и общая активность, радионуклидный состав и сроки хранения.

Конструкция и конструкционные материалы хранилища РАО должны предотвращать выход радионуклидов в окружающую среду выше установленных нормативными документами уровней и обеспечивать срок службы хранилища не менее срока эксплуатации ОИАЭ, на котором оно размещено.

ОПБ РАО (5)

ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ

5.2. ПЗРО должен иметь систему барьеров (инженерных и естественных), препятствующих распространению ионизирующего излучения и РВ в окружающую среду. Количество и назначение барьеров ПЗРО определяются и обосновываются в проекте с учетом результатов исследований свойств барьеров и прогнозного расчета для оценки безопасности системы захоронения РАО.

5.3. Безопасность системы захоронения РАО (долговременная безопасность) должна обеспечиваться на основе реализации принципа многобарьерности, …. чтобы нарушение целостности одного из барьеров или вероятные внешние события природного или техногенного происхождения не привели к недопустимому снижению уровня безопасности системы захоронения РАО.

5.4. Выбор способа захоронения РАО (приповерхностное захоронение или захоронение в глубокие геологические формации), конструкции хранилища и свойств барьеров должен определяться и обосновываться в проекте ПЗРО в зависимости от характеристик РАО (радионуклидный состав, удельная активность, период потенциальной опасности, физико-химические свойства) с учетом природных условий размещения ПЗРО.

ОПБ РАО (6)

КЛАССИФИКАЦИЯ РАО

4.1. По агрегатному состоянию РАО подразделяются на жидкие, твердые и газообразные.

4.5. Отнесение отходов к радиоактивным, классификация ЖРО и ТРО по удельной активности и радионуклидному составу на категории (низко-, средне- и высокоактивные), классификация ТРО по уровню радиоактивного загрязнения поверхности и по мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности должны осуществляться в соответствии с критериями, установленными нормами и правилами обеспечения радиационной безопасности.

4.6. Сбор и сортировка РАО должны производиться в местах их образования отдельно от нерадиоактивных отходов с учетом:

- агрегатного состояния РАО;
- физических и химических свойств РАО;
- периода полураспада содержащихся в РАО радионуклидов;
- методов дальнейшего обращения с РАО (*включая захоронение*)…

Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности (Проект 2-й ред.)

1. Проект второй редакции был разослан в 11 организаций: 2 Управления ФААЭ, ВНИИНМ, ВНИПИЭТ, МосНПО «Радон», ВНИПИПТ, ФУ «Медбиоэкстрем».

2. Предполагалось провести обсуждение 2-й редакции в ноябре 2004 года, но пока не поступало предложений по срокам.

3. Приведенное в документе определение «Радиоактивные отходы тепловыделяющие» содержит критерий равный 2 Вт/м^3.

4. Настоящий документ не устанавливает требований безопасности в отношении приповерхностных пунктов захоронения на период после их закрытия.

5. Заключение Управления - документ требует доработки по представленным замечаниям.

Гигиенические аспекты обращения с РАО производства МОКС-топлива

С.Г. Монастырская

ГНЦ – Институт биофизики

ФУНКЦИИ МИНЗДРАВА РОССИИ

РЕГУЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТНИКОВ (ПЕРСОНАЛА) ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ И НАСЕЛЕНИЯ

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ (ПЕРСОНАЛА) – СОСТОЯНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ НАСТОЯЩЕГО И БУДУЩЕГО ПОКОЛЕНИЙ ЛЮДЕЙ ОТ ВРЕДНОГО ДЛЯ НИХ ВОЗДЕЙСТВИЯ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ.

Санитарное законодательство

- **ФЗ «О санитарно – эпидемиологическом благополучии населения» от 30.03.1999 г.;**
- **ФЗ «О радиационной безопасности населения» от 30.03.1999 г.;**
- **ФЗ «Об охране окружающей среды» от 30.03.1999 г.;**
- **Нормы радиационной безопасности (НРБ-99).СП 2.6.1.758-99;**
- **Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) СП 2.6.6. 799-99;**
- **Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002) СП 2.6.6. 1168-02.**

Основные положения, определяющие формирование нормативной базы обращения с РАО

ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения»

Ст. 25. Требования к обеспечению безопасных для человека условий труда устанавливаются санитарными правилами и иными нормативными правовыми актами Российской Федерации.

Ст. 39. п.4. Нормативные правовые акты, касающиеся вопросов обеспечения санитарно-эпидемиологического благополучия населения, государственные стандарты, строительные нормы и правила, правила охраны труда не должны противоречить санитарным правилам.

ОСПОРБ-99

П. 3.12.20. Детальный порядок обращения с радиоактивными отходами на всех этапах регламентируется специальными правилами.

СПОРО-2002

п. 1.3. Для радиационных объектов в случаях, когда источники образования РАО, места их сбора, временного хранения, а также маршруты транспортирования, пункты переработки и захоронения расположены в пределах территории организации, следует руководствоваться специальными санитарными требованиями, учитывающими специфику обращения с РАО в этих условиях.

Подходы стран мира к классификации РАО

Рекомендации МАГАТЭ:

- 4 категории в соответствии с принятой в стране стратегией обращения с РАО (учет удельной активности, периода полураспада и тепловыделения).

Россия:

- 3 категории по удельной активности и виду излучения радионуклидов.

США:

- 3 категории по периоду полураспада радионуклидов ($T_{1/2}$) и содержанию α-излучателей.

Италия:

- 3 категории по времени распада содержащихся радионуклидов до естественных уровней.

Франция:

- 3 категории по удельной активности радионуклидов, ($T_{1/2}$) и содержанию α-излучателей

Все национальные классификации отличаются по граничным значениям активности для сходных категорий отходов.

Социальные и природные факторы, определяющие возможность безопасного долговременного хранения или захоронения РАО

- Тенденция расселения людей.
- Использование земель будущими поколениями.
- Будущие изменения в геологии земли.
- Влияние климата.

Система инженерных барьеров должна иметь запас прочности на сотни тысяч лет, если их не разрушат люди или геологические катаклизмы.

Критерии выбора способа хранения и/или захоронения РАО (СПОРО-2002)

- **Выбор способа захоронения или долговременного хранения РАО и конструкций сооружений должен осуществляться в зависимости от физико-химических и радиационных характеристик отходов, определяющих их радиотоксичность и срок потенциальной опасности.**
- **Эффективная доза облучения населения, обусловленная радиоактивными отходами, включая этапы хранения и захоронения, не должна превышать 10 мкЗв/год.**
- **Облучение критической группы населения за счет захоронения РАО не должно превышать 0,01 мЗв в год. Увеличение дозы облучения населения при захоронении РАО может осуществлять Госсанэпиднадзор России введением дозовой квоты.**
- **При захоронении РАО должна быть обеспечена радиационная безопасность человека в течение всего срока сохранения отходами потенциальной опасности.**

Характеристики РАО, определяющие способ долговременного хранения и/или захоронения РАО

МАГАТЭ			Россия	
ВАО	$T_{1/2}$ > 30 лет W>2 кВт/м^3	*Подземные сооружения*	$T_{1/2}$ > 30 лет	ВАО и САО
САО и НАО	$T_{1/2}$ > 30 лет			
САО и НАО	$T_{1/2}$ < 30 лет $\alpha_{акт}$ < 400 Бк/г	*Приповерхностные сооружения*	$T_{1/2}$ < 30 лет	САО и НАО

Оценочная характеристика отходов производства МОКС-топлива

	ТРО	ЖРО
Наименование отходов	-фильтры газоочистки -металлические отходы -пластикат, перчатки… -молибденовые отходы -урановые детали -лабораторная посуда -скрабы	-вакуумное масло -трапные воды -растворы от травления, анодирования, дезактивации и отмывки
Содержание Pu	от 0,1 до 10 000 мг/л	до 1 мг/л
Химический состав	-	HNO_3, HF, NaOH, $(U, Pu)O_2$

Концепция Минатома России по обращению с радиоактивными отходами

п. 4.1.1. Основными задачами технической политики при обращении с РАО на период до 2025 года являются продолжение работ по переводу в безопасное состояние (кондиционирование) накопленных, а также вновь образующихся РАО, их хранение с обеспечением возможностей последующего захоронения.

п. 4.2.6. Приповерхностное захоронение отходов низкого и среднего уровней активности проводится в инженерных сооружениях, срок службы которых превышает время потенциальной опасности РАО.

п. 4.2.7. Для исследования условий и обоснования технических решений подземного захоронения кондиционированных высокоактивных отходов необходимо до 2007 года создать опытно-промышленный участок и до 2015 года провести необходимые исследования долговременной безопасности захоронения.

Гигиенические требования, связанные с наличием плутония в РАО

1. Проектируемые технологии должны быть направлены:

- на образование ограниченного объема жидких ВАО, которые в последующем подлежат остекловыванию для долговременного хранения или захоронения;
- на образование отходов, содержащих незначимые количества радионуклидов, в т.ч. Pu, которые могут быть удалены через хозяйственно-бытовую канализацию;
- на рециклирование «богатых» отходов в технологическом процессе;
- на разработку устойчивых стабильных форм для захоронения Pu в геологических формациях.

2. Долговременное хранение не решает проблемы с плутоний содержащими РАО, но дает необходимое время для более тщательного продолжения поисков надежного долгосрочного решения захоронения высокоактивных РАО.

3. Приповерхностное захоронение обуславливает необходимость организации тщательного радиационного контроля за РАО и их охраны, чтобы не допускать катастроф или терактов. Период изоляции РАО определяемый его ядерно-физическими свойствами , может составлять от 100 до 25 000 лет.

4. При решении вопросов захоронения плутоний содержащих РАО в геологической формации необходимо:

- **знание поведения форм иммобилизации РАО при длительном хранении (например, выщелачивание);**
- **знание влияния актинидов, альфа-распада на форму отходов;**
- **знание влияния повышенной температуры в течение более длительного срока, чем в присутствии только продуктов деления.**
- **долгосрочный прогноз миграции и выхода радионуклидов из создаваемых хранилищ, который зависит в том числе и от геологических формаций, окружающих хранилище**

Нормативно – методические документы по обращению с РАО , необходимые для завода MFFF-R

- Санитарные правила. Санитарные требования к обращению с радиоактивными отходами завода MFFF-R.
- Санитарные правила. Санитарные требования к установкам по переработке и кондиционированию РАО.
- Руководство. Санитарные требования к долговременному хранению и/или захоронению РАО-МОКС.

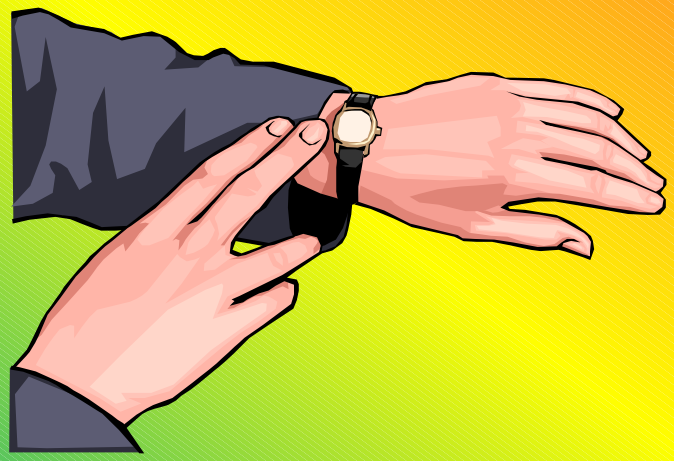
Регулирование безопасности при обращении с РАО на ПО «Маяк»

- **Санитарные требования к сбору, хранению, транспортированию и захоронению твердых радиоактивных отходов на ФГУП «ПО «Маяк». Методические указания МУ 2.6.1.24-04.**

- **Требования к обеспечению санитарно-эпидемиологической безопасности при эксплуатации специальных промышленных водоемов «ПО «Маяк». Санитарные правила (в Минюсте) 2004 г.**

- **Временные санитарные требования к проектированию и эксплуатации отходов на «ПО «Маяк» СТ №12-93.**

Благодарю за внимание



ГУП МОС НПО «РАДОН»

ПРИПОВЕРХНОСТНЫЕ ХРАНИЛИЩА ДЛЯ РАЗМЕЩЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ОТ НЕЯДЕРНОГО ПРИМЕНЕНИЯ

Опыт ГУП МосНПО «Радон»
по эксплуатации существующих и проектировании нового хранилища

Критерии приемлемости и анализ безопасности

Лащенова Т.Н.

Любая национальная стратегия должна предусматривать обращение с РАО от момента их образования до захоронения. Это необходимо для того, чтобы гарантировать, что система обращения с РАО является безопасной для окружающей среды, эффективна и экономически и социально приемлема.

Захоронение, как заключительный шаг в системе обращения с РАО преследует следующие цели:

- защитить человека и окружающую среду от вредного воздействия. Это достигается изоляцией отходов в течение времени, достаточного для распада радионуклидов до незначительных уровней;

- разместить РАО таким способом, чтобы свести ответственность будущих поколений к минимуму.

Варианты захоронения

Выбор методов захоронения довольно ограничен. Для захоронения РАО существуют или разрабатываются на данный момент два основных варианта:

- приповерхностное захоронение;

- геологическое захоронение.

Выбор системы захоронения зависит от типа отходов, местных условий, включая социально-политические факторы.

ГУП МосНПО «РАДОН»

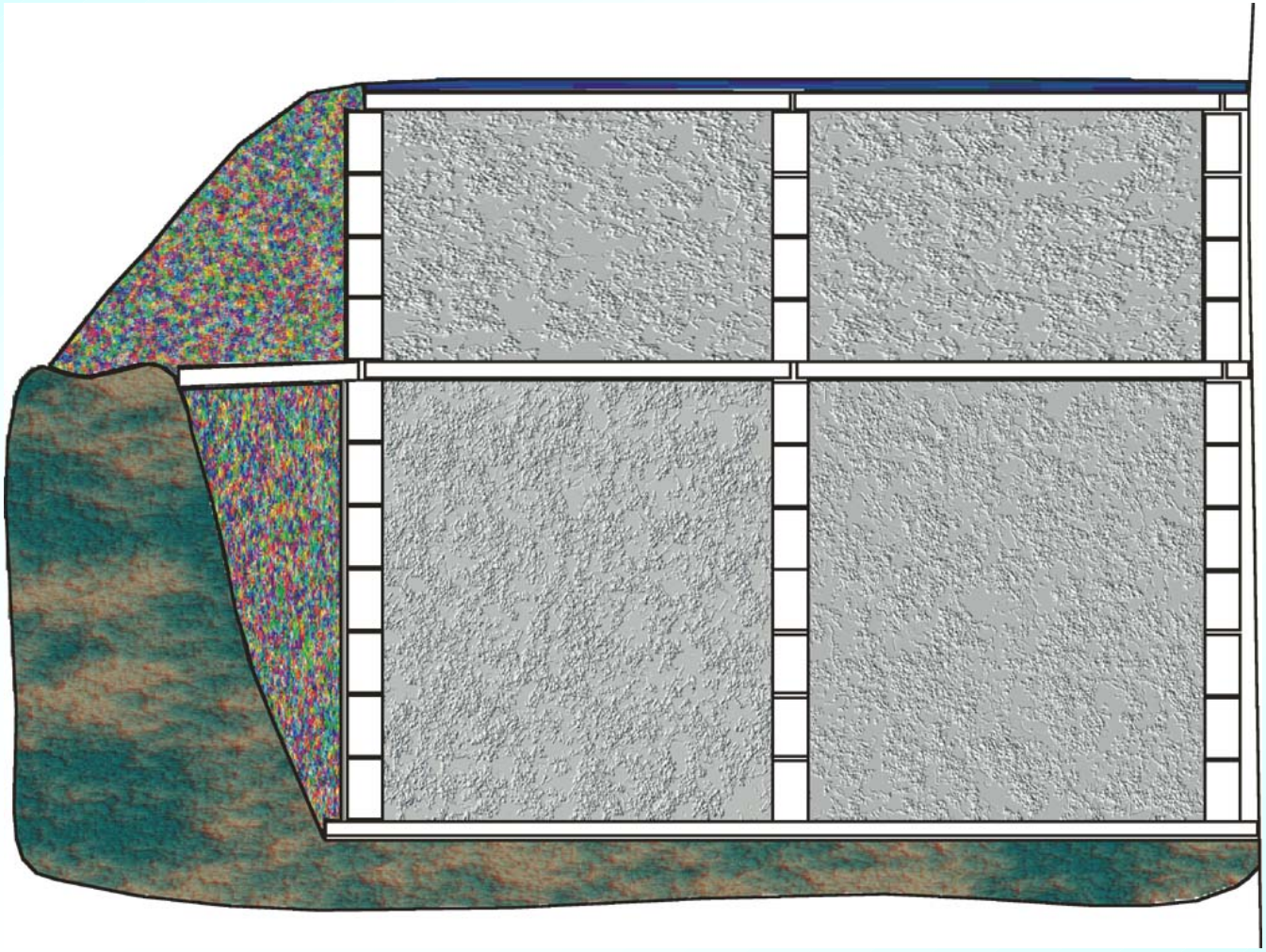
- выполняет переработку и долгосрочную изоляцию радиоактивных отходов Московского региона и ближних областей.
- Полигон действует с начала 60-х годов.
- Отправителями отходов являются промышленные предприятия, научные, медицинские, сельскохозяйственные учреждения, воинские части и другие объекты, расположенные на территории обслуживаемого региона и не относящиеся к ядерному топливному циклу.

История создания хранилищ РАО в ГУП МосНПО «РАДОН»

- -сооружения для захоронения отходов располагались ниже земной поверхности;
- -строительство осуществлялось на участках с низким уровнем грунтовых вод, не меньше чем 4 метра от днища сооружения;
- -отходы размещались в могильниках в упаковках для сбора отходов и транспортных контейнерах : мешках, металлических коробах, бочках, деревянных ящиках и др.;
- -крупногабаритные предметы размещали в неупакованном виде;
- - сооружение разделено вертикальными перегородками на отсеки;
- - размещение отходов производили последовательно от отсека к отсеку;
- - отходы размещали слоями толщиной по 1,5 метра; после создания очередного слоя отходов их заливали цементным раствором, приготовленным на основе ЖРО;
- - после заполнения отсек консервировали путем создания сверху монолитного бетонного слоя толщиной 0,2м и закрытия железобетонными плитами;
- - по окончании заполнения всего сооружения его поверхность гидроизолировалась специальным покрытием; далее создавалось грунтового покрытия толщиной не менее 0,5 м.

Действующие сооружения сооружались так:

- выполняется разработка котлована; выполняется необходимая подготовка основания и покрытие дна котлована слоем бетона;
- возводятся стены сооружения и перегородки между отсеками; производится перекрытие отсеков сборным железобетоном;
- стены сооружения гидроизолируются с наружной стороны листами рубероида, приклеенными битумной мастикой; выполняется обратная засыпка пристенных пазух; сооружается отмостка.
- Вместимость отдельных сооружений изменяется от 500 до 9000 м3.
- Возможна облицовка стен кирпичом для защиты гидроизолирующих покрытий от механических повреждений.
- Большей частью сооружения построены с полным заглублением в грунт, часть с использованием двухярусной компоновки, с наземной частью, обвалованной грунтом. Наиболее типичный размер сооружений: 18 × 60 м в плане, 4 м в глубину. Вместимость такого сооружения – около 4500 м3.
- До 1998 строили из сборного железобетона, сейчас– из монолитного.
- Три последних сооружения построены с надстройкой в виде неотапливаемого здания из “легких“ металлических конструкций для защиты от воздействия атмосферных осадков и улучшения микроклимата рабочей зоны.
- Значительная часть полигона имеет асфальтовое или бетонной покрытие, часть полигона имеет многолетний травяной покров.
- Полигон снабжен плотной сетью дренажных канав и лотков. В при стенном пространстве действующих сооружений - дренажные колодцы для мониторинга и водопонижения.
- Отходов помещают в металлические бочки, далее в контейнеры, а в качестве буферного материала вместо цементного раствора применяется глиняный порошок на основе минерала “палыгорскит“



СОСТАВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

	%-доля общего объема размещаемых кондиционированных форм
Низкоактивные твердые	69
Кондиционированные продукты технологической обработки горючих и прессуемых отходов	11
Отвержденные жидкие отходы	12
Источники с короткоживущими βγ-нуклидами (в том числе мощные источники ^{60}Co вместе со средствами радиационной защиты, ампулированные препараты ^{3}H)	4
Источники с долгоживущими а-нуклидами (в том числе дымовые извещатели, эталонные источники)	4

Конструкция сооружений для захоронения РАО

Конструкция приповерхностного могильника должна включать систему защитных инженерных барьеров, позволяющих гарантировать невыход радионуклидов в окружающую среду, ограничить поступление подземных и паводковых вод, атмосферных осадков в зону захоронения и их удаление с учетом возможных изменений гидрогеологических условий, вызванных строительством и эксплуатацией.

Она должна состоять из:

- системы инженерных барьеров покрывающего и подстилающего защитных экранов;
- буферного материала, выполняющего одну или несколько функций:
  - омоноличивание сооружения;
  - ликвидация пустот и свободных объемов;
  - удержание (сорбция) вымытых радионуклидов;
  - снижение времени контакта с водой или исключение фильтрации.
- несущих строительных конструкций, исключающих давление геологических пород на упаковки РАО;
- систем или элементов, предотвращающих аккумуляцию воды в могильнике, временной кровли, дренажных систем;
- многофункционального консервирующего покрытия.

КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ ДЛЯ РАО, УСТАНОВЛЕННЫЕ В ГУП МОСНПО «РАДОН»

Для матричных материалов установлены следующие критерии:

Цементная матрица:

– **выщелачиваемость -** не ниже 1х10-3 г/см2 сут.;

– **прочность на сжатие** на 28-е сутки - не ниже 12 МПа;

– **прочность после 30 циклов «замораживание - оттаивание»** - не ниже 5МПа;

– **соленаполнение** - до 25%.

Стекло:

– скорость выщелачивания - не ниже 1х10-5 г/см2 сут.;

– соленаполнение - до 45%;

– прочность - до 20 МПа.

БАЗОВЫЕ КРИТЕРИИ ПРИЕМА РАО

а) 3,7 E+9 Бк/кг для β, γ-излучающих радионуклидов;

б) 3,7E+5 Бк/кг для α-излучающих радионуклидов (исключая трансурановые);

в) 3,7E+4 Бк/кг для α-излучающих трансурановых нуклидов;

Максимальная удельная активность долгоживущих α-излучающих нуклидов в отдельных упаковках:

г) 4E+6 Бк/кг для жидких РАО, находящихся на краткосрочном хранении в сооружениях ХЖО1 и ХЖО2;

д) 3,7E+5 Бк/л при условии, что активность этих отходов определяется нуклидами Cs137, Cs134, Sr90, Co60

ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ

а) Размер упаковки (в любом из направлений) . . . . . ≥ 0,1 м.

б) Упаковочные средства не должны иметь повреждений, которые могут привести к рассеянию радиоактивных загрязнений при обычных внутризаводских манипуляциях с упаковками.

в) Упаковки с твердыми и отвержденными отходами не должны содержать химически и физически несвязанной воды.

г) Мощность дозы вплотную к поверхности упаковки: . . . . . $\leq 2 мЗв/ч$

д) Мощность дозы на расстоянии 1м от поверхности упаковки: . . . . . $\leq 0{,}1 мЗв/ч.$

е) Плотность потока β-частиц: . . . . . $\leq 2000 \frac{\beta - частиц}{см^2 \times мин.}$

ж) Плотность потока нейтронов: . . . . . $\leq 250 \frac{n(тепловые)}{см^2 \times с}; \leq 3 \frac{n(тепловые)}{см^2 \times с}$

3) Снимаемое загрязнение наружных поверхностей упаковок: . . . . . $\leq 1 \frac{\alpha - частиц}{см^2 \times мин.}; \leq 100 \frac{\beta - частиц}{см^2 \times мин.}$

и) Фиксированное загрязнение наружных поверхностей упаковок: . . . . . $\leq 2000 \frac{\beta - частиц}{см^2 \times мин.}$

УПАКОВОЧНЫЕ СРЕДСТВА ДЛЯ ПЕРВИЧНЫХ ФОРМ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Группа РАО	Упаковка
Б Биологические	пластиковый мешок + полиэтиленовый контейнер с крышкой
Г Горючие небиологические **П** Прессуемые (брикетир. пресс)	крафтмешок + полиэтиленовый контейнер с крышкой
К Кондиционируемые	пластиковый чехол или рубероид + деревянный ящик
И Источники с контейнерами	стандартный контейнер
И69 Источники, выгружаемые из контейнеров	стандартный контейнер с устройством донной выгрузки источников
ИП Тритий, углерод содержащие	герметичный сосуд + 200 л бочка
СК Прессуемые (суперкомпактор)	100 л бочка
Р Реакторные	пенал + защитный контейнер
Ф Фильтры	– пленочный чехол или · картонная коробка
С Свинец **Н** Несортированные	– пластиковый чехол + деревянный ящик или – пластиковый чехол + металлический ящик
ЖН Жидкие неорганические	спецавтоцистерна ОЖ–10
ЖО Жидкие органические	200 л бочка
Ж Жидкие прочие	герметичный сосуд (контейнер КЖО, фляга, канистра)
ИР Радиоизотопные детекторы	– 200 л бочка или – крафтмешок + 200 л бочка

РАДИОЛОГИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОКОНЧАТЕЛЬНЫХ ФОРМ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Индекс-идентификатор, категория	Удельная активность, Бк/кг:		Поверхностное загрязнение, $\frac{частиц}{см^2 \times мин}$	
	α	β, γ	α	β, γ
ВО высокоопасные особого вида	~4E+6			
В высокоопасные	4E+5÷ 4E+6	>4E+6	>1E+4	>1E+6
С умеренноопасные	4E+3 ÷ 4E+5	4E+5 ÷ 4E+6	1E+2 ÷ 1E+4	1E+4 до 1E+6
М малоопасные	<4E+3	<4E+5	<1E+2	<1E+2

КЛАССИФИКАТОР ОКОНЧАТЕЛЬНЫХ ФОРМ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Вид радиоактивных отходов	Характе-ристика	Ед. изм.	Категория формы радиоактивных отходов		
			М	С	В
Радиоактивные отходы с низкой удельной активностью, с загрязнением, относительно равномерно распределенным по всему их объему, в т.ч.					
отвержденные жидкие, омоноличенные твердые радиоактивные отходы (компаунды); грунт, строительный мусор; иловые отложения, растительность; геологические керны, горные породы, кеки, осадки, сорбенты, ионообменные смолы; металлический скрап; изделия из пластиков и резины, фильтры; компактированные отходы	Удельная активность α-излучающих нуклидов* Удельная активность β,γ-излучающих нуклидов	Бк/кг Ки/кг Бк/кг Ки/кг	<4E+3 <1E–7 <4E+5 <1E–5	от 4E+3 до 4E+5 от 1E–7 до1E–5 от 4E+5 до 4E+6 от 1E–5 до1E–4	от 4E+5 до 4E+6 от 1E–5 до1E–4 >4E+6 >1E–4

КЛАССИФИКАТОР ОКОНЧАТЕЛЬНЫХ ФОРМ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Вид радиоактивных отходов	Характе-ристика	Ед. изм.	Категория формы радиоактивных отходов		
			М	С	В
Радиоактивные отходы, представленные изделиями с поверхностным загрязнением	Уровень загрязнения α-излучающими нуклидами*	$\frac{\text{част}}{\text{см}^2 * \text{мин}}$	<1E+2	от 1E+2 до 1E+4	>1E+4
	Уровень загрязнения β,γ-излучающими нуклидами	$\frac{\text{част}}{\text{см}^2 * \text{мин}}$	<1E+2	от 1E+4 до 1E+6	>1E+6

*) только долгоживущие нуклиды групп радиационной опасности А и Б [НРБ-99, Приложение П-4],

а именно: **U** и **Th** естественные, в равновесии с продуктами распада, а также **Ra**226, **Th**229, **Th**230,

Th232, **Th**234, **Pa**231, **U**233, **U**234, **U**235, **U**236, **U**238, **Np**237, **Pu**238, **Pu**239, **Pu**240, **Pu**242, **Pu244,**

Am241, **Am**243, **Cm**245, **Cm**246, **Cm**248, **Cf**249, **Cf**251; при наличии прочих α-излучающих нуклидов

определяющим критерием является "активность β, γ -излучающих нуклидов"

КЛАССИФИКАТОР ОКОНЧАТЕЛЬНЫХ ФОРМ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Вид радиоактивных отходов	Характе-ристика	Ед. изм.	Категория формы радиоактивных отходов		
			М	С	В
Защитные контейнеры, изготовленные из урана					Безу-словно
Радиоактивные отходы всех видов, содержащие нуклиды Н3 и С14 в количестве >4Е+10 Бк (1 Ки) на одну упаковку					Безу-словно
Зола и сажа					Безу-словно
Химические реактивы, экстрагенты, растворители					Безу-словно
Радиохимические отходы, содержащие в макроколичествах токсичные вещества I и II классов опасности					Безу-словно

Обоснование безопасности

- Обоснование безопасности для персонала и населения в эксплуатационный период осуществляется в соответствии с требованиями национальных нормативных документов.
- При этом оцениваются:
- - мощность дозы излучения и загрязненность воздуха рабочих помещений.
- В постэксплуатационный период для оценки безопасности используются методы и математические программы различных сценариев нормальной и аварийной ситуаций. Анализируются возможные варианты влияния могильника на население и окружающую среду.

Устанавливаются следующие этапы жизненного цикла хранилища РАО.

Научно-исследовательские разработки. Разрабатывается концепция захоронения РАО и основные технические решения при реализации принятой технологии.

Предпроектные проработки. Определяются основные технологические характеристики могильника и оцениваются типы, параметры и объемы захораниваемых РАО.

Обследование района. Обследуются регионы для выявления районов, перспективных для захоронения РАО.

Выбор участка. Выбираются перспективные для размещения могильника РАО районы и на основании их более детального изучения выявляются участки для изучения пригодности одного или нескольких из них для строительства хранилища.

Подтверждение выбора участка. На выбранных участках проводятся исследовательские и изыскательские работы для подтверждения пригодности выбранных участков. По результатам анализа информации принимается решение о пригодности участка.

Проектирование. Разрабатывается проектная документация строительства, эксплуатации и консервации могильника РАО.

Строительство. Осуществляется строительство наземных и подземных сооружений могильника в соответствии с проектом.

Эксплуатация. РАО размещаются в могильнике в соответствии с принятой технологией.

Закрытие. По заполнении объема могильника выполняют его консервацию и вывод из эксплуатации в соответствии с проектом.

Постконсервационный (послеэксплуатационный) контроль. Он осуществляется для подтверждения параметров безопасности могильника РАО, обоснованной в проекте. Обычно он подразделяется на активный и пассивный периоды.

Современная техническая политика

В 1994-1996 годах - в рамках TACIS-контракта с участием компании ENRESA (Испания) был разработан концептуальный проект.
За основу взяли разработки наземного хранилища типа «бункер» (vault) El Cabril (Испания) и l'Aube (Франция)
В 1997-1998 Консорциум “Belgatom-SGN-AEATechnology“ был разработан технический проект (Basic Design) нового сооружения.

Рабочий вариант принят с учетом с погоды, характерной для средней полосы России, а также реальных финансовых и технических возможностей предприятия.

Положение дел на сегодня

Площадка для размещения нового сооружения определена.

В настоящее время ГСПИ заканчивает выполнение рабочей документации. Утверждаемая часть проекта передана на экспертизу в государственные органы экологического и пожарного надзора.

В октябре '2004 начато прведение процедуры лицензирования строительства нового объекта.

Ведется разработка Отчета по анализу безопасности сооружения.

Рассмотрение документов, прилагаемых к Заявлению на выдачу лицензии будет проводиться в феврале-марте '2005.

Общая характеристика нового хранилища

Полная вместимость сооружения – 113 000 м3.

Железобетонные контейнеры российского производства НЗК с размерами 1,65×1,65×1,38 и вместимость 1,5 м3.

Годовой объём кондиционированных отходов – 5600 м3.

В течение 1 года будет заполняться 1 модуль нового хранилища.

Интенсивность загрузки отходов – около 30 контейнеров в неделю.

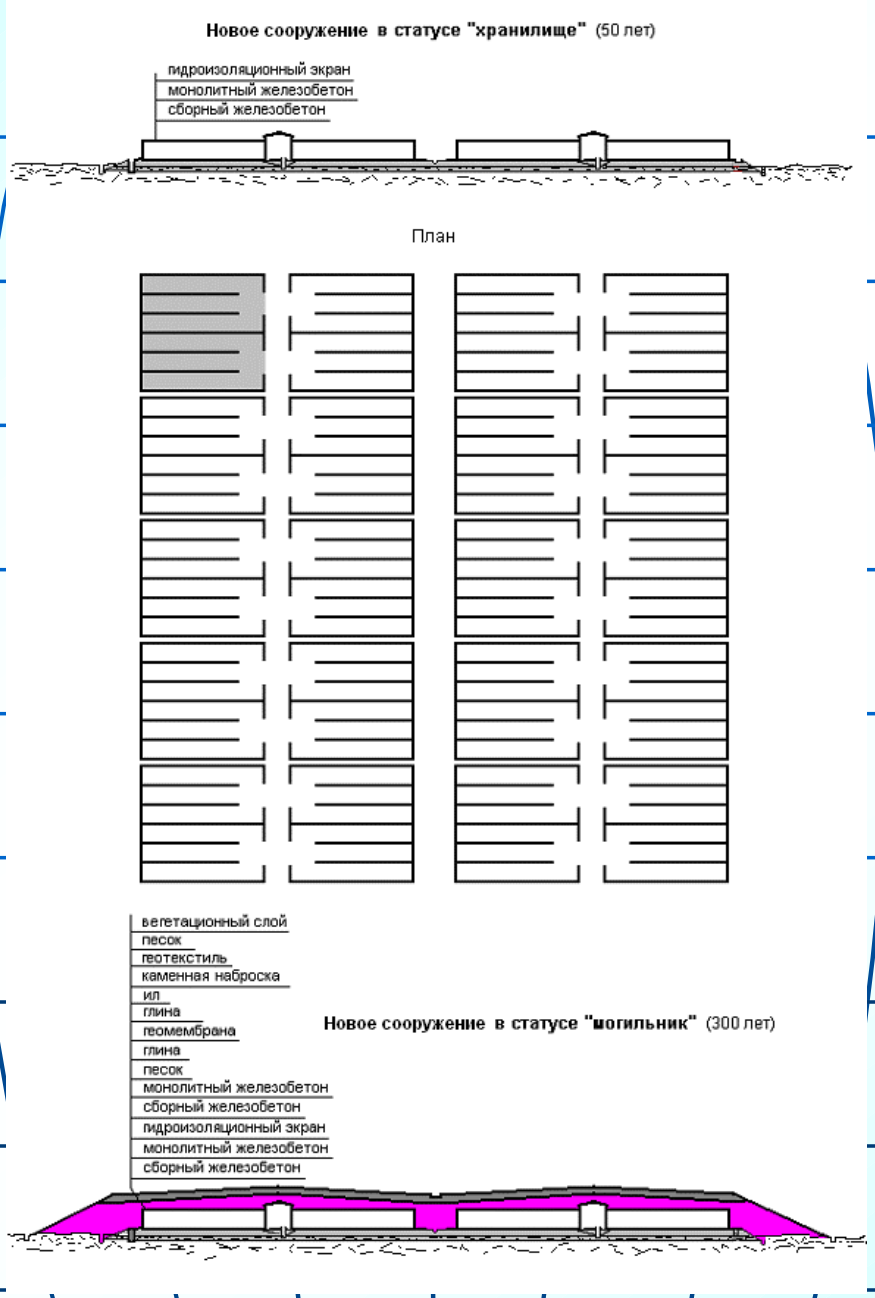
Днище - на песчаной подушке, на 1-2,5 м выше 0 отметок.

Стены и перекрытие - из монолитного бетона толщиной 400 мм,

Днище - монолитная бетонная плита толщиной 500 мм.

Хранилище занимает площадку размерами 172×190м 20 модулей размерами 38×36 м в плане и 6 м высотой.

Модули располагаются в 4 ряда по 5 модулей в каждом ряду. Расстояние между модулями в одном ряду – 1 м, между рядами – 9 м.


Новое сооружение в статусе "хранилище" (50 лет)
гидроизоляционный экран
монолитный железобетон
сборный железобетон
План
вегетационный слой
песок
геотекстиль
каменная наброска
ил
глина
геомембрана
глина
песок
монолитный железобетон
сборный железобетон
гидроизоляционный экран
монолитный железобетон
сборный железобетон
Новое сооружение в статусе "могильник" (300 лет)

VITRIFICARION OF ALPHA-CONTAINING WASTES: SIA RADON EXPERIENCE

Presented by
Sergey Stefanovsky

SIA Radon
7th Rostovskii per. 2/14
Moscow 119121 RUSSIA

ALPHA-CONTAINING WASTE AT SIA RADON

- **Incinerator ash (slag)**
  - Major constituents: SiO_2, Al_2O_3, P_2O_5, FeO_x, CaO, MgO, Na_2O, K_2O.
  - Minor constituents: TiO_2, Cr_2O_3, MnO_x, NiO, ZrO_2, CuO, PbO, UO_2.
  - Specific activity (Bq/kg):
    - β-γ-emitters ($^{137,134}Cs$, ^{90}Sr, ^{60}Co): 10^6-10^7
    - α-emitters: ($^{235,238}U$, ^{239}Pu and ^{241}Am) 10^6-10^8
    - Maximum concentrations (wt.%):
      - ^{235}U ~10^{-2}
      - ^{237}Np ~10^{-3}
      - ^{239}Pu ~10^{-4}
      - ^{238}U ~2
      - ^{241}Am ~10^{-6}

ALPHA-CONTAINING WASTE AT SIA RADON

Contaminated soil

» **Major constituents: SiO_2, Al_2O_3, Fe_2O_3, CaO, MgO, Na_2O, K_2O, H_2O.**

» **Minor constituents: TiO_2, CO_3^{2-} and Organics, SO_4^{2-}, Cl.**

» **Specific activity: variable (normally 10^3-10^6 Bq/kg)**

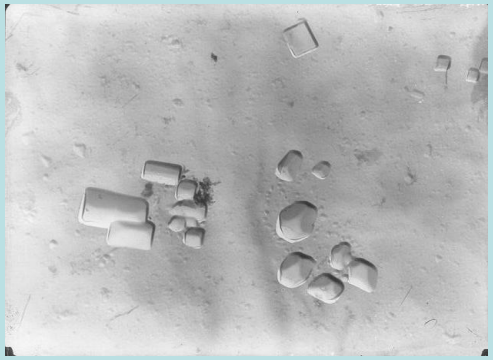
» **Alpha-emitters: $^{235,238}U$, ^{239}Pu, ^{241}Am, ^{226}Ra**

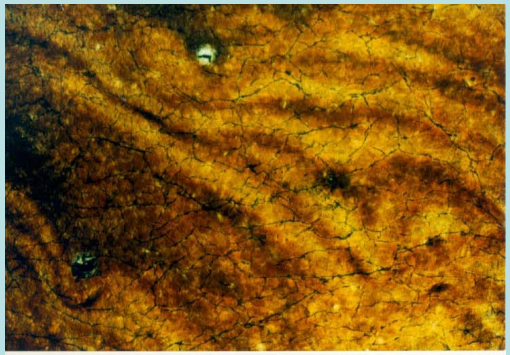
» **Maximum concentrations of alpha-emitters: variable**

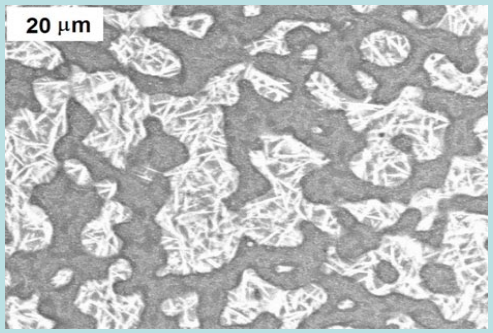
WASTE FORMS

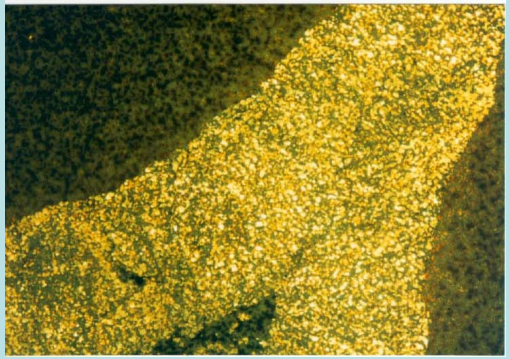
Incinerator ash:

- Glass (silicate, borosilicate);
- Glass-ceramics
  - titanosilicate (Synroc-A – type, sphene-based, perrierite-chevkinite-based);
  - aluminosilicate (augite/aegirine–based, anortite-based, nepheline/karnegieite-based, etc.)







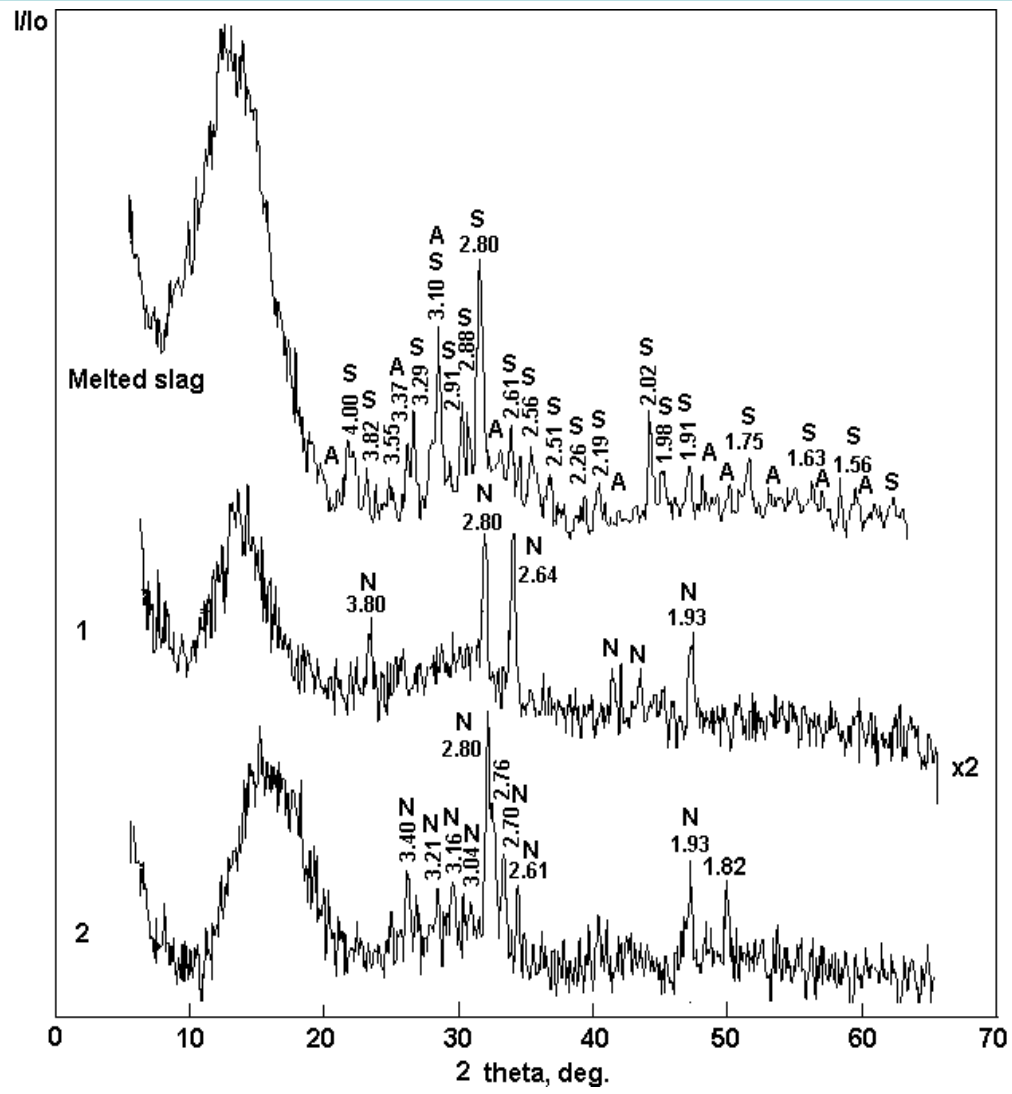


XRD DATA

- **Source incinerator ash:**
  - **β-whitlockite $Ca_3(PO_4)_2$,**
  - **hydroxylapatite $Ca_{10}(PO_4)_6[(OH)_2,CO_3)]$,**
  - **calcite $CaCO_3$,**
  - **quartz SiO_2,**
  - **plagioclases,**
  - **amorphous phase.**

XRD DATA

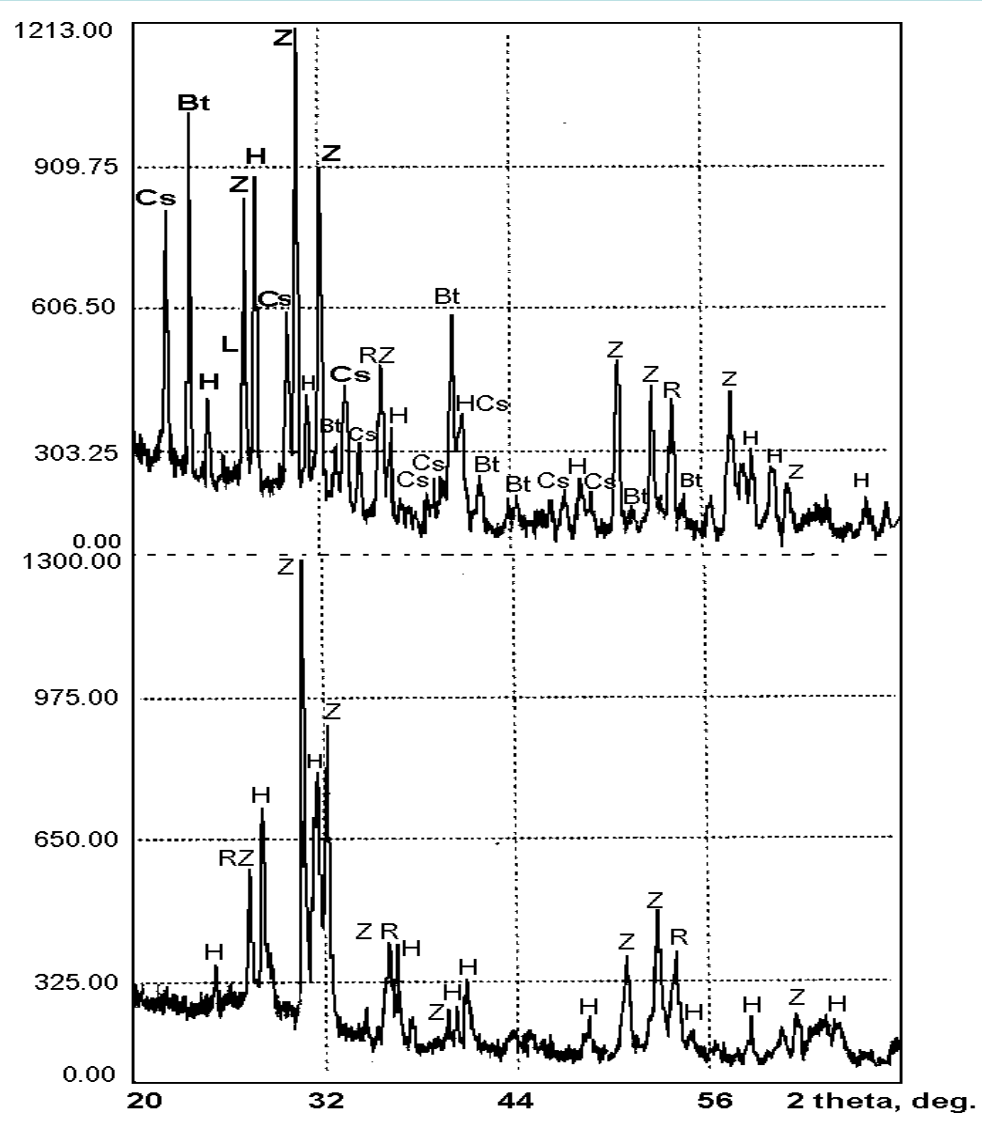
- **Crystalline phases in glasses:**
  - **$Ca_3(PO_4)_2$-Ca_2SiO_4 (β-whitlockite, $Ca_3(PO_4)_2$, silicocarnotite, $Ca_3(PO_4)_2 \bullet Ca_2SiO_4$, nagelschmidtite, $Ca_3(PO_4)_2 \bullet 2Ca_2SiO_4$, larnite, Ca_2SiO_4).**
  - **Plagioclases, pyroxenes, quartz,**
  - **Occasional (spinels, metals, zircon, sulphates, etc.)**



XRD DATA

Crystalline phases in glass-ceramics:

- Synroc-A – type: zirconolite, perovskite, hollandite, rutile, whitlockite, aluminosilicates (leucite, kalsilite, celsian, benitoite);
- Other titanosilicate-based: sphene, perrierite/chevkinite, whitlockite, misc.
- Aluminosilicate-based: aegirine/augite, anortite, plagioclases, nepheline/ carnegieite, spinels, misc.

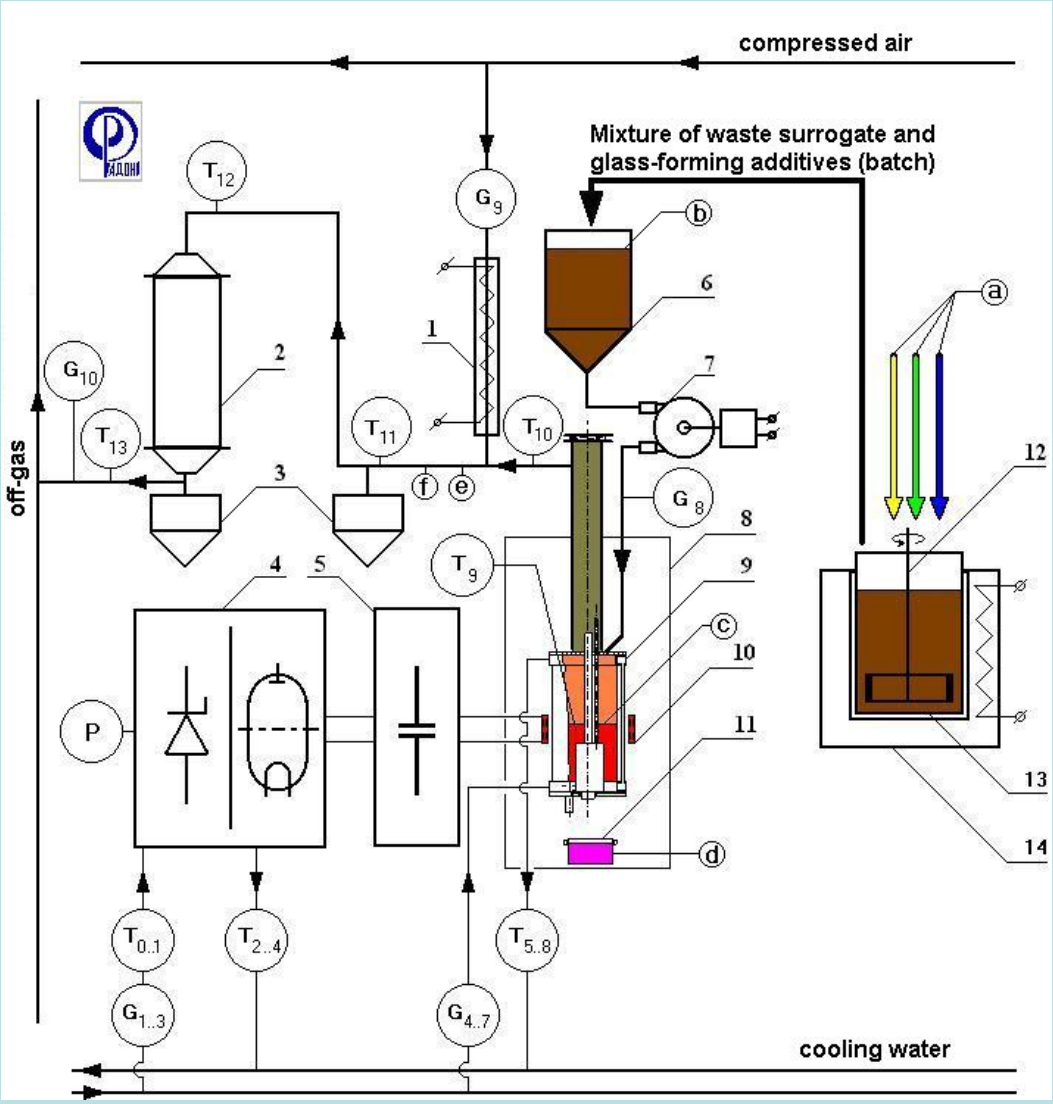


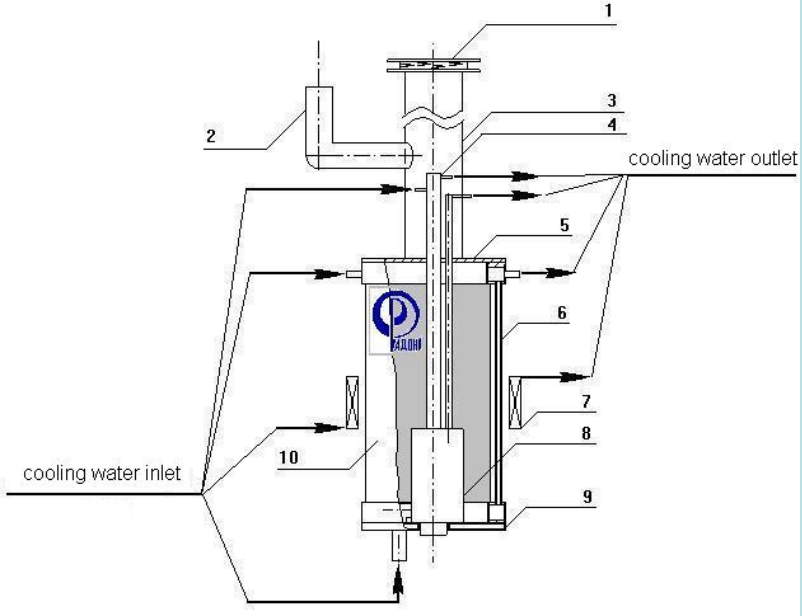
PROPERTIES

Properties		Borosilicate glass	Alumino-silicate glass	Synroc-A - type glass-ceramics	Apatite-containing glass ceramics	Sphene-based glass ceramics	Aluminosili-cate glass-ceramics
Waste oxide content, wt%		30-40	25-45	10-30	≤100	30-50	20-35
Density, g/cm^3		2.6-2.7	2.5-2.7	3.5-4.0	2.6-2.7	2.8-3.0	2.6-2.9
Viscosity, Pa s (Temperature, ^{0}C)		2-4 (1200)	2-4 (1200)	3-5 (1100)*	4-7 (1400-1500)	4-6 (1400-1500)	1.5-3.0 (900)
T, ^{0}C, (resistivity 0.02-0.04 Ω·m)		1100-1200	1200-1250	1350-1450*	1500-1600	1500-1550	1350-1550
Leach rate, g/(cm^2 day)*	Cs	10^{-4}-10^{-5}	10^{-4}-10^{-5}	10^{-5}-10^{-6}	10^{-5}-10^{-6}	10^{-4}-10^{-5}	10^{-4}-10^{-5}
	Sr	10^{-6}-10^{-7}	10^{-7}-10^{-8}	10^{-8}-10^{-9}	10^{-7}-10^{-8}	10^{-7}-10^{-8}	~10^{-7}
	Alpha-emitters	≤10^{-8}	≤10^{-8}	10^{-10}-10^{-11}	≤10^{-8}	≤10^{-8}	≤10^{-8}
Major phases		glass	glass	Zirconolite, perovskite, hollandite, aluminosili-cates, glass.	glass, apatite and silico-phosphates	glass, sphene, minor alumino-silicates	Pyroxenes, plagioclases, nepheline, glass, spinel, misc.
Radiation stability		good	good	excellent	very good	very good	good

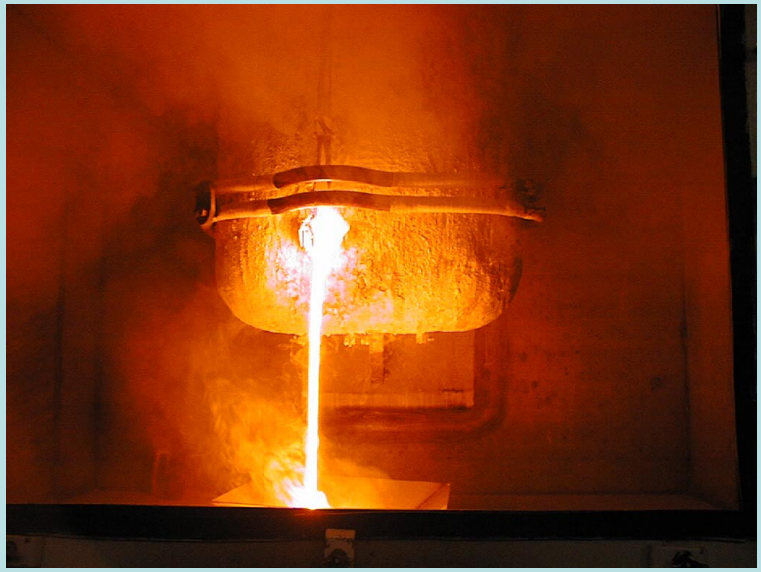
* 90 ^{0}C

VITRIFICATION TECHNOLOGY





VITRIFICATION TECHNOLOGY

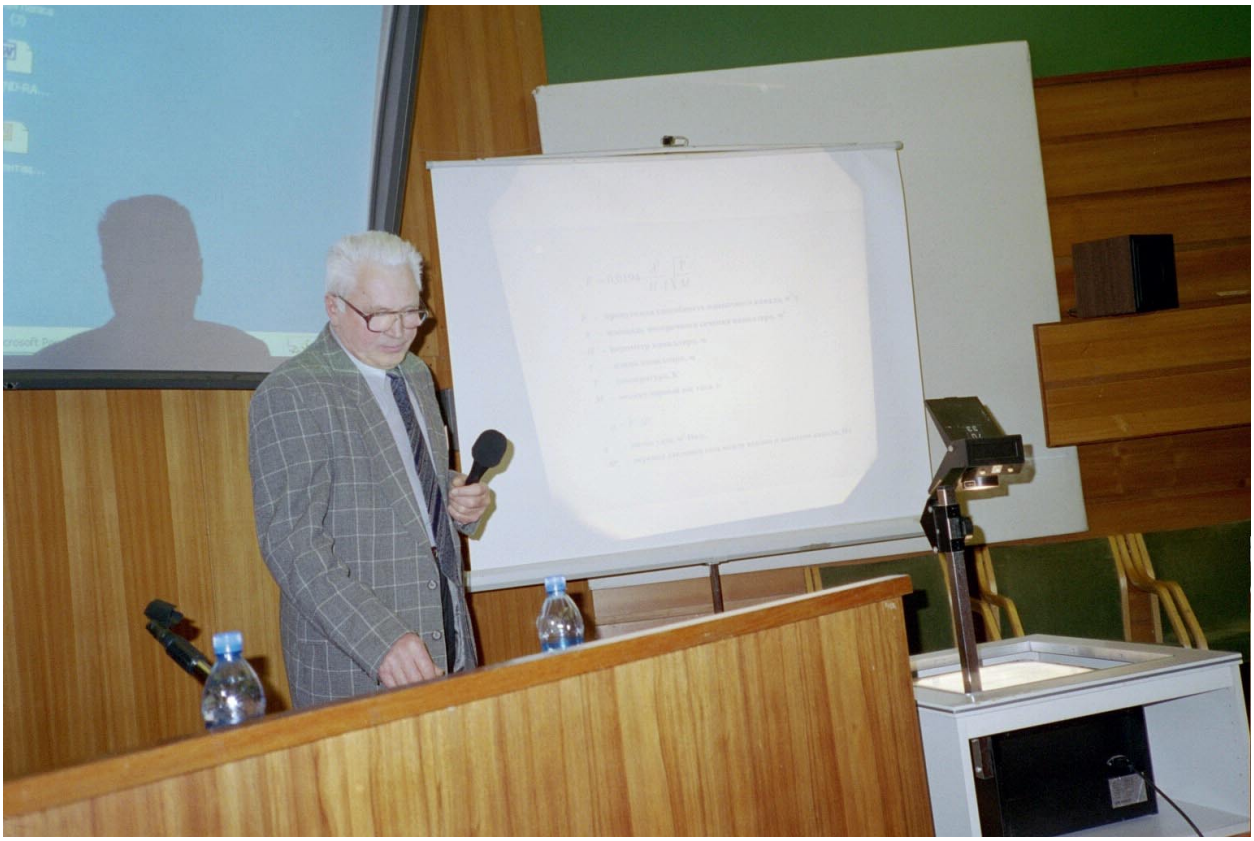


VITRIFICATION TECHNOLOGY

- currently 60 and 160 kW (1.76 MHz) HF generators to energize cold crucibles of 200 to 400 mm in diameter are used at Radon;
- ~1 metric tonne of incinerator ash (slag) was vitrified and ~700 kg of glassy slag was obtained;
- volatilization of alpha-emitters was found to be lower than detection limit (within measurement error);
- cold crucible size and design is widely variable and may be applied for treatment of both liquid and solid wastes;
- equipment is small-sized, easily transportable and disposable;
- HF generators with vibrating power of 60, 160 and 250 kW operated at frequencies of 1.76 and 5.28 MHz are commercially available in Russia;

CONCLUSION

- Radon is the only institution experienced in vitrification of ***ACTUAL*** alpha-contaminated wastes;
- Radon has flexible technology and equipment which successfully operate for several years and may be adapted to different applications and institutions;
- Melting and auxiliary equipment are high productive, compact, reliable, easy to be dismantled and disposed.



III. Packaging, Storage and Transportation Activities: LLNL Contracts B534514, B534515, and B534520

Remarks on R-MFFF MOX Fabrication Activities: (1) Waste Treatment And Disposal Issues (2)Plutonium Packaging, Storage and Transportation Issues (3)Spent Fuel Storage and Transportation Issues

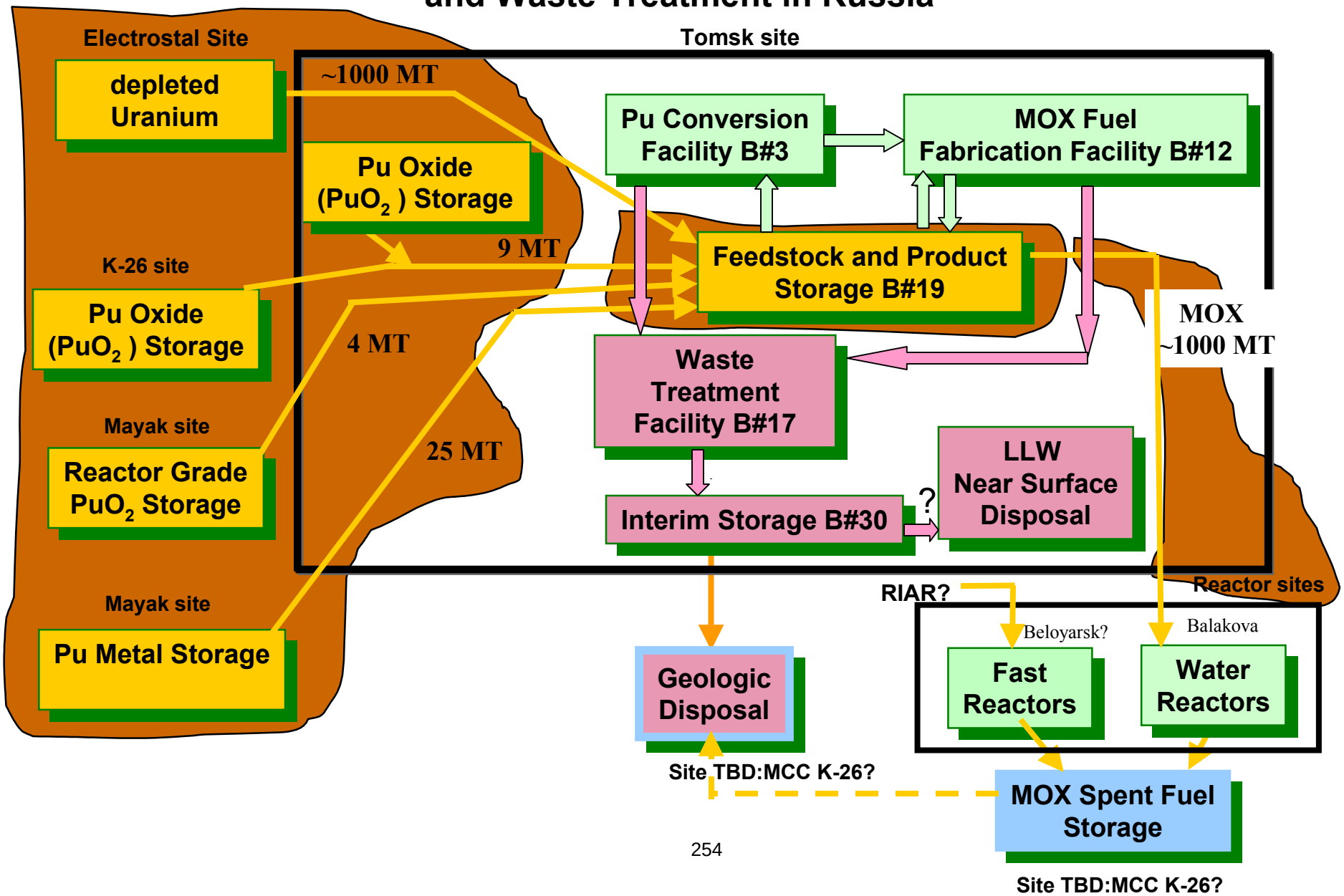
LLNL Contract Planning
and Review Meeting
November 15-17, 2004
State Education Center (SEC)
St. Petersburg, Russia

L. J. Jardine
Lawrence Livermore National Laboratory

III. Pu Packaging, Storage and Transportation Remarks

- **Framework for Activities**
- **Russian containers and shipping packages**
- **Issues to be addressed**
- **Schedule**

Framework for Storage, Packaging and Transport of Weapons Pu Materials and Waste Treatment in Russia



Topics of Storage, Packaging and Transportation

- **PuO_2: TUK-30**
- **Pu metal: AT-400R**
- **Fuel Assemblies**
  - **LEU: TK-C5**
  - **MOX: TK-C8 or TK-C9**
- **Uranium**
  - **TK-98, TK-119, TK-44**

Summary of Russian PuO_2 Containers and Shipping Packages

Рис. 23. Внешний вид внутреннего контейнера после испытаний на механические повреждения

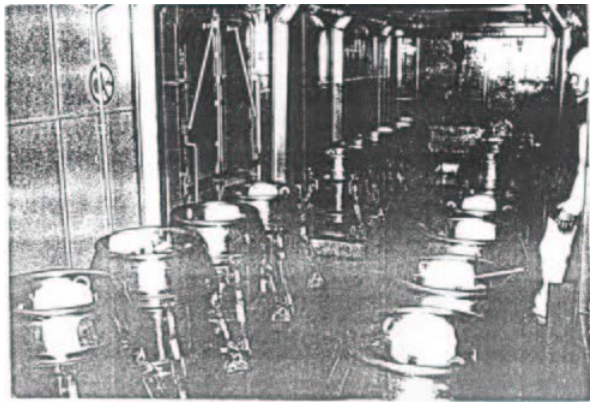


Fig. 29. Appearance of TUK-30 arrangement and fastening in 61524 and 6583 type cars

Рис. 8. Внутренний контейнер ТУК-30 (используется для хранения двуокиси плутония).

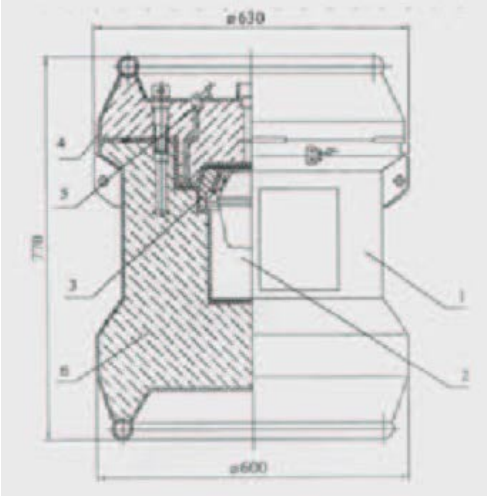


Рис. 7. Транспортный упаковочный комплект ТУК-30.
1-контейнер ТК-30; 2-внутренний контейнер; 3-корпус защитного контейнера; 4-крышка защитного контейнера; 5-штуцер для проверки герметичности; 6-серпентинитовый бетон.

RF AT-400R Containers for Plutonium Metal

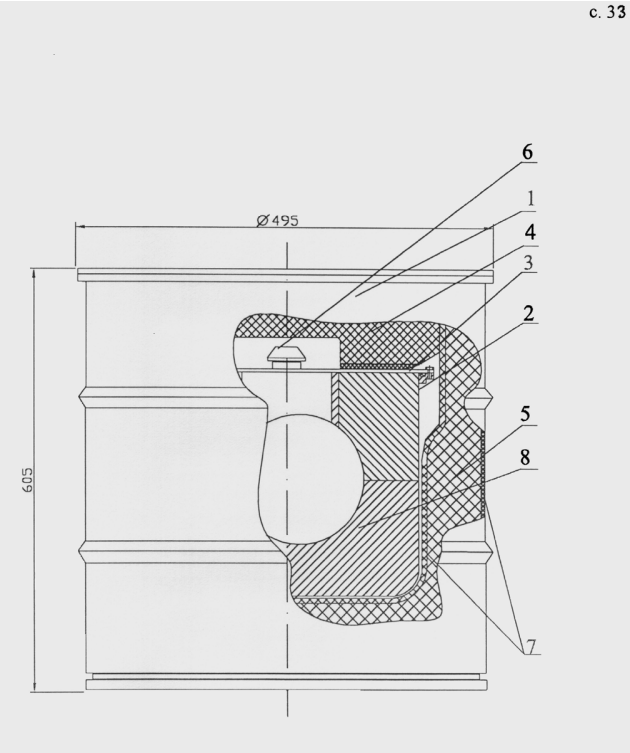


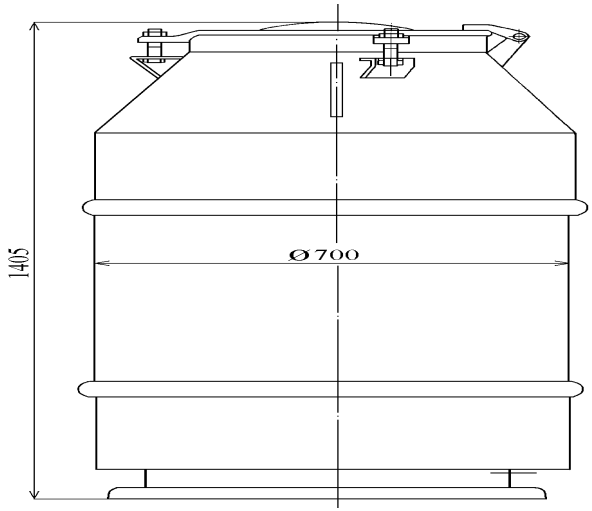
Рис. 1. Транспортный упаковочный комплект АТ-400.
1- контейнер АТ-400; 2 - внутренний сосуд;
3 - крышка внутреннего сосуда; 4 - теплозащитная крышка;
5 - пенополиуретан; 6 - штуцер; 7 - керамическое волокно;
8 - борированный полипропилен.

- Sandia National Laboratory developed design
- Production contract awarded to Scientific Ecology Group, Inc., Carlsbad, New Mexico, to produce 32,000 storage & 1,000 transportation containers
- 26,450 containers at Mayak as of August 1998
- 6,240 containers in CONUS for later delivery
- Initial production run completed December 1998

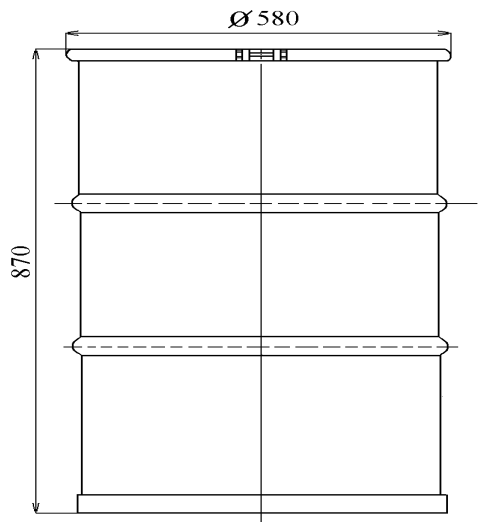
Fissile material storage container and its components. The U.S., through the Cooperative Threat Reduction (CTR) program, provided Russia with over 26,000 such containers that will be used for transportation and storage of fissile material from dismantled nuclear weapons.

Depleted Uranium Containers

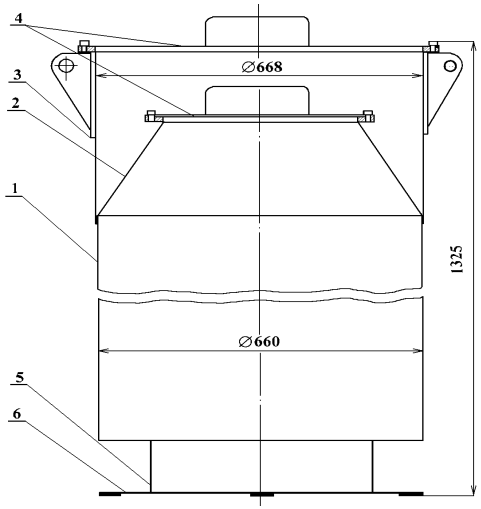
PACKAGING TUK-119



PACKAGING TUK-44



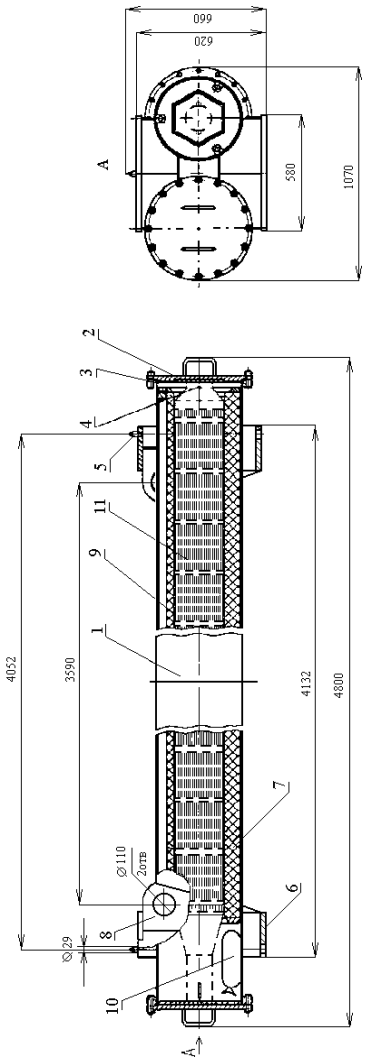
PACKAGING TUK-98



MASS OF DEPLETED URANIUM DIOXIDE TO BE LOADED INTO PACKAGING

Description	TUK-98	TUK-119	TUK-44
Mass of empty TUK, kg (no more)	115	118	30
Mass of product to be loaded, kg (no more)	1000	1160	460

TK-C5 Fuel Assembly Container: LEU



Package TK-C5
1 – body tube, 2 - lid, 3 - rubber seal, 4 - fixer,
5 - finger, 6 - support, 7 - inwall, 8 – cargo eyelet,
9 – polyethylene and cotton jacket, 10 - sorbent,
11 – cassette

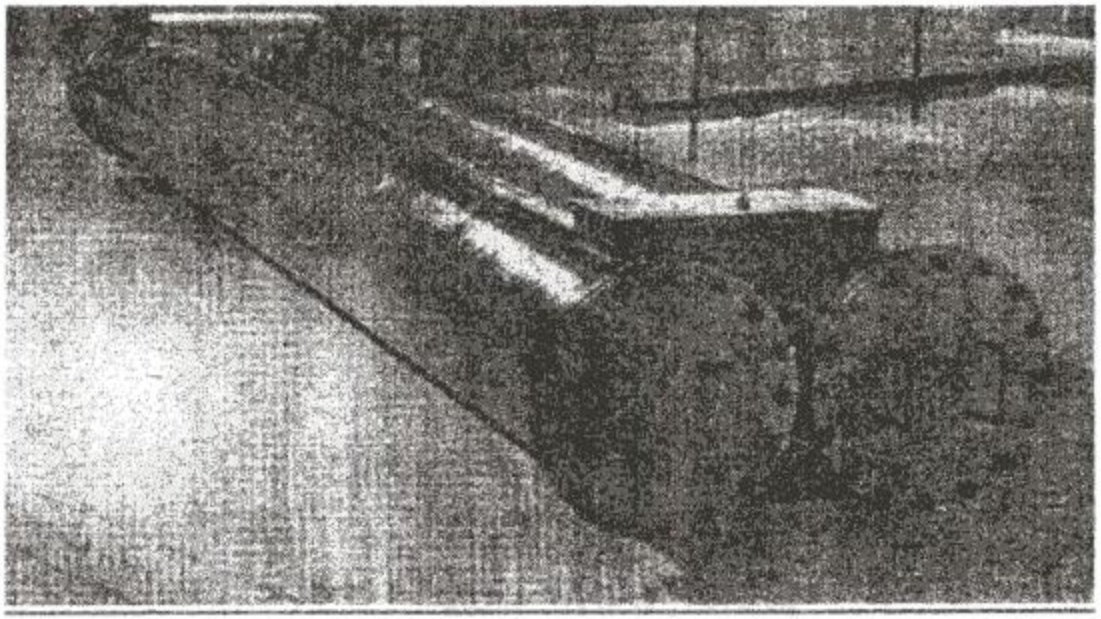


Рис. 9 Упаковка ТК-С5

Storage, Packaging and Transportation Material Issues and Conclusions

- **How will Russian Pu from Mayak and MCC K-26 be transported?**
  - **What are different requirements for weapons and reactor grade (blend stock) Pu?**
  - **Oxides and metal---TUK-30's and AT-400R's**
  - **New container lids and seals for current TUK-30's?**

- **What is next phase of KRI molecular filter work?**

- **How will PuO_2 from RCF be transported or transferred to R MFFF**

- **How will fresh MOX fuel be transported (TK-C8's, TK-C9's)?**

- **How will uranium feed be transported to R MFFF (TUK-98's, TUK-119's, TUK-44's), and from where?**
- **A schedule of integrated activities is needed now.**

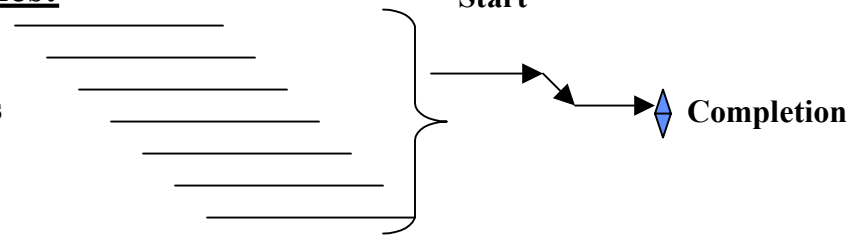
Transportation Activities: Schedule Components

Transportation Assessments and Studies:

DU: Container, railcars
W PuO_2: Container, overpack, railcars
Reactor grade PuO_2: Container, overpack, railcars
Pu Metal: Container, overpack, railcars
Fresh MOX to VVER: Casks and railcars
Fresh MOX to BN-600: Casks and railcars

1.Need to define activity durations

Start



Design and Certification of Equipment:

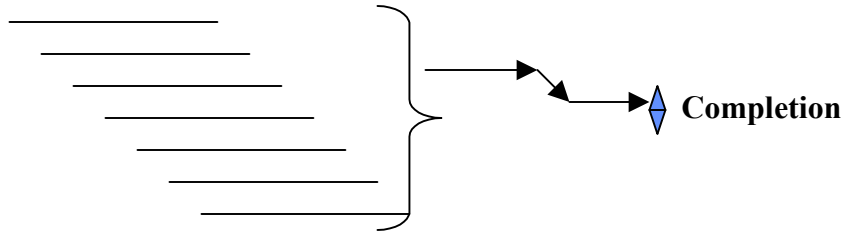
DU: Container, railcars
W PuO_2: Container, overpack, railcars
Reactor grade PuO_2: Container, overpack, railcars
Pu Metal: Container, overpack, railcars
Fresh MOX to VVER: Casks and railcars
Fresh MOX to BN-600: Casks and railcars

2. Add Major Milestones:

Start Shipments of:
- **DU**
- **$WPuO_2$**
- **W Pu**
- **Reactor grade PuO_2**
- **Fresh MOX**

Equipment Manufacture and Testing:

DU: Container, railcars
W PuO_2: Container, overpack, railcars
Reactor grade PuO_2: Container, overpack, railcars
Pu Metal: Container, overpack, railcars
Fresh MOX to VVER: Casks and railcars
Fresh MOX to BN-600: Casks and railcars



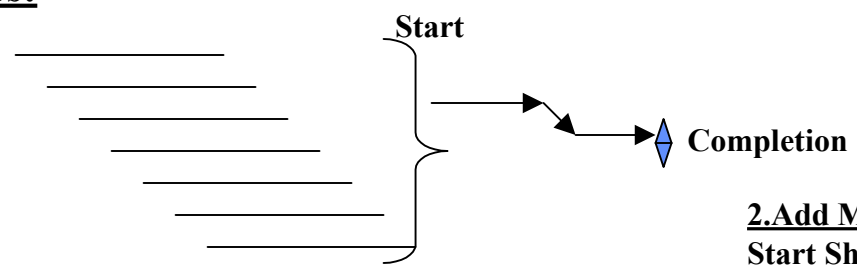
Note: Need to identify if there are to be separate, or one combined integrated, assessments, design contracts and manufacture contracts

Fresh and Spent MOX Fuel Storage Activities: Schedule Components

1. Need to define activity durations

Storage Assessments and Studies:

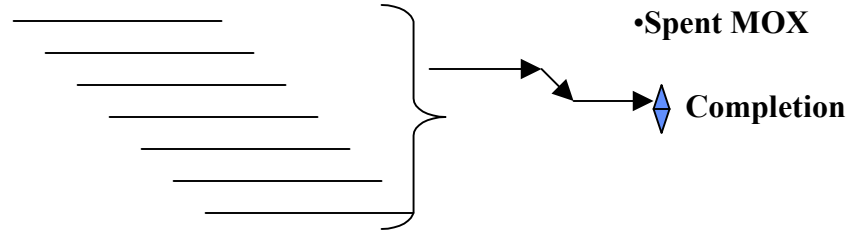
Fresh MOX at VVER
Spent MOX at VVER
Fresh MOX at BN-600
Spent MOX at BN-600
Long term VVER Spent MOX
Long term BN-600 Spent MOX



2.Add Major Milestones:
Start Shipments of:
- **Reactor grade PuO_2**
- **Fresh MOX**
- **Spent MOX**

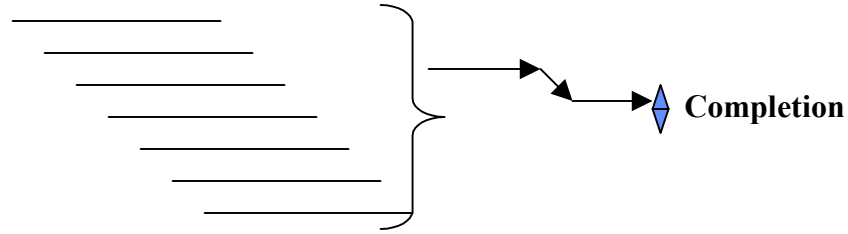
Storage Design and Certification of Equipment:

Fresh MOX at VVER
Spent MOX at VVER
Fresh MOX at BN-600
Spent MOX at BN-600
Long term VVER Spent MOX
Long term BN-600 Spent MOX



Construction and Equipment Manufacture and Testing:

Fresh MOX at VVER
Spent MOX at VVER
Fresh MOX at BN-600
Spent MOX at BN-600
Long term VVER Spent MOX
Long term BN-600 Spent MOX



Note: Need to identify if there are to be separate, or one combined integrated, assessments, design contracts and manufacture contracts

Packaging and Interim Storage Activities: Schedule Components

1. Need to define activity durations

Feedstock and Product Storage Building (B19) :

Studies and Assessments
Design and Certification of Equipment
Construction and Equipment Manufacture

Start
Completion
Start of operation

Mayak Site (Reactor Grade PuO_2 and Pu Metal):

Studies and Assessments
Design and Certification of Equipment
Construction and Equipment Manufacture

Completion
Start of operation

MCC K-26 Site (PuO_2):

Studies and Assessments
Design and Certification of Equipment
Construction and Equipment Manufacture

Completion
Start of operation

2. Add Major Milestones:

Start Shipments of:

- **DU**
- **$WPuO_2$**
- **W Pu**
- **Reactor grade PuO_2**
- **Fresh MOX**
- **Spent MOX**

Note: Need to identify if there are to be separate, or one combined integrated, assessments, design contracts and manufacture contracts

Conclusions of Presentation

- **The required packaging, storage and transportation activities must be defined and integrated into a single program of activities.**

- **A schedule that integrates the packaging, storage and transportation activities into other R-MFFF needs must be developed.**

МОДИФИКАЦИЯ КОНСТРУКЦИИ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ

А. Л. Лазарев, А. И.Токаренко, ВНИПИЭТ

ВВЕДЕНИЕ

Работа выполнена в рамках контракта № B534515, заключенного ОАО "ТВЭЛ" с Правлением Калифорнийского Университета (США) и является продолжением комплекса работ по утилизации плутония, выполняемых в соответствии с положениями Соглашения между правительствами Соединенных Штатов Америки и Российской Федерации.

Для реализации положений Соглашения потребуется длительное хранение диоксида плутония на ФГУП "ГХК" с последующим его транспортированием на установку конверсии.

В настоящее время хранение диоксида плутония осуществляется во внутренних контейнерах, которые также используются при транспортировании в составе ТУК-30.

Конструкция внутренних контейнеров не обеспечивает герметичность.

Требуется модернизация внутренних контейнеров в части обеспечения контроля их герметичности.

Целью работы является разработка технического проекта модернизированного внутреннего контейнера для хранения и транспортирования диоксида плутония; внесение разработанной документации на конструкцию модернизированного внутреннего контейнера в состав конструкторской документации на транспортный упаковочный комплект ТУК-30; разработка документации по обоснованию безопасности транспортирования диоксида плутония в ТУК-30, включая расчетное обоснование прочностных и тепловых характеристик, обоснование ядерной и радиационной безопасности.

1. ОБОСНОВАНИЕ НЕОБХОДИМОСТИ МОДЕРНИЗАЦИИ КОНСТРУКЦИИ ВНУТРЕННЕГО КОНТЕЙНЕРА

В настоящее время в России для хранения диоксида плутония используются контейнеры с керамико-металлическими фильтрами. При длительном хранении в контейнерах происходит увеличение веса диоксида плутония за счет увеличения влажности PuO_2, что создает проблемы в соблюдении требований системы контроля и учета ядерных материалов.

Попадание паров воды из окружающей среды в контейнер происходит через фильтры, что приводит к образованию в контейнере газообразных продуктов (водорода, кислорода и гелия).

Для обеспечения безопасного длительного хранения и последующего транспортирования диоксида плутония на установку конверсии без перетаривания продукта требуется модернизация внутреннего контейнера.

Основной задачей модернизации внутреннего контейнера является предотвращение поглощения влаги из окружающей среды за счет использования уплотнений из нового эластомерного материала (со сроком службы без их замены не менее 10 ÷ 15 лет) и фильтра новой конструкции, позволяющего стравливать радиолитические газы.

2. ТРЕБОВАНИЯ К КОНСТРУКЦИИ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО ВНУТРЕННЕГО КОНТЕЙНЕРА

При разработке конструкции внутреннего контейнера учитывались следующие технические требования:

- тип упаковки, при перевозке двуокиси плутония во внутреннем контейнере в составе ТУК-30:
  - тип В по ОПБЗ-83;
  - тип B(U)F по МАГАТЭ-96.
- - габариты контейнера должны позволять его размещать в гнездах существующего хранилища ФГУП "ГХК" и транспортировать в контейнере ТУК-30;
- - в крышке должен быть предусмотрен контролируемый барьер герметичности;
- - крышка должна быть оборудована посадочным местом для фильтра стравливания радиолитического водорода и гелия;
- - герметичность соединения крышки с корпусом должна обеспечиваться новой эластомерной уплотнительной прокладкой;
- - при установке крышки необходимо предусмотреть устройство фиксации, для исключения вращения контейнера;
- - для размещения продукта следует использовать существующий стакан (V=3 л) с новой металлической крышкой.

3. ОПИСАНИЕ КОНСТРУКЦИИ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО ВНУТРЕННЕГО КОНТЕЙНЕРА

3.1. Приведенный вариант конструкции не окончателен.

Проект модернизированного внутреннего контейнера разработан без указания материала уплотнений и конструкции фильтра.

В настоящее время ОАО "НИИЭМИ" успешно проводятся работы по разработке эластомерного материала для уплотнительных элементов модернизированного внутреннего контейнера. По окончании работ будут разработаны технические условия на эластомерный материал.

НПО "Радиевый институт", на основе имеющихся проработок, разрабатывает конструкцию фильтра для стравливания радиолитического водорода и гелия.

Окончательный вариант конструкции внутреннего контейнера будет разработан после получения результатов работ ОАО "НИИЭМИ" и НПО "Радиевый институт".

3.2. Конструкция модернизированного внутреннего контейнера включает: наружную емкость, внутреннюю крышку и стакан.

3.2.1. Наружная емкость предназначена для размещения и герметизации стакана с диоксидом плутония.

Наружная емкость состоит из корпуса и наружной крышки, изготовленных из коррозионностойкой стали 12Х18Н10Т ГОСТ 5632-72.

Корпус имеет форму цилиндра, крышка - усеченного конуса.

Крышка оборудована посадочным местом для фильтра стравливания газообразных продуктов (водород, гелий). Фильтр устанавливается в горизонтальном патрубке на крышке.

Сверху на крышке предусмотрена ручка для переноса емкости.

Для фиксации емкости от проворота при герметизации крышки в верхней части корпуса (под фланцем) приварены четыре ребра.

Крышка устанавливается внутрь фланца корпуса и крепится с помощью прижимного кольца.

В конструкции внутреннего контейнера предусмотрена система герметизации емкости, предотвращающая утечку радиоактивного содержимого в окружающую атмосферу и проникновение воды в свободные объемы емкости.

Герметизация соединения крышки емкости с корпусом емкости осуществляется с помощью уплотнительных прокладок из резиновой смеси, установленных в кольцевые пазы на фланце корпуса.

Система герметизации крышки обеспечивает возможность проверки модернизированного внутреннего контейнера на герметичность после загрузки диоксида плутония.

Контроль герметичности предполагается проводить гелиевым течеискателем способом вакуумной камеры путем подачи гелия под давлением во внутреннюю полость модернизированного внутреннего контейнера.

3.2.2. Внутренняя крышка является дополнительным неконтролируемым барьером герметичности и предназначена для предотвращения утечки радиоактивного содержимого в виде пыли из внутренней полости емкости.

Крышка имеет форму усеченного конуса.

Герметизация соединения крышки с корпусом емкости осуществляется с помощью радиальной прокладки из резины.

В крышке предусмотрены две проходки, снабженные фильтрами.

Материал внутренней крышки – коррозионностойкая сталь типа 12Х18Н9Т.

3.2.3. Стакан предназначен для размещения диоксида плутония и представляет собой цилиндрический сосуд V=3 л.

Стакан закрывается новой металлической крышкой из коррозионностойкой стали типа 12Х18Н10Т. Крышка негерметична.

Материал корпуса стакана – коррозионностойкая сталь типа 12Х18Н10Т.

3.3. Основные характеристики внутреннего контейнера.

Масса контейнера, кг, не более …….6

Габаритные размеры емкости, мм, не более …$\varnothing 200 \times 268$

Средний срок службы контейнера не менее 25 лет.

Внешний вид модернизированного контейнера представлен на рисунке.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представленный вариант конструкции носит предварительный характер.

Окончательный вариант конструкции внутреннего контейнера будет разработан после получения результатов работ ОАО "НИИЭМИ" и НПО "Радиевый институт".

Конструкция модернизированного внутреннего контейнера будет включена в состав конструкторской документации на транспортный упаковочный комплект ТУК-30.

Документация по обоснованию безопасности транспортирования двуокиси плутония в составе ТУК-30 с модернизированным внутренним контейнером, включая расчетное обоснование ядерной и радиационной безопасности, а также прочностных и тепловых характеристик, будет разработана при проведении дальнейших работ.

Окончательный вариант конструкции модернизированного внутреннего контейнера в составе ТУК-30 согласовывается с Федеральной службой по атомному надзору, разрабатывается рабочий проект модернизированного контейнера, проводится независимая экспертиза о соответствии конструкции транспортного упаковочного комплекта ТУК-30 с модернизированным внутренним контейнером требованиям безопасности российских и международных правил (включая заключение по ядерной безопасности) и разрабатываются сертификаты-разрешения на конструкцию упаковки и перевозку диоксида плутония в ТУК-30 с модернизированным внутренним контейнером.

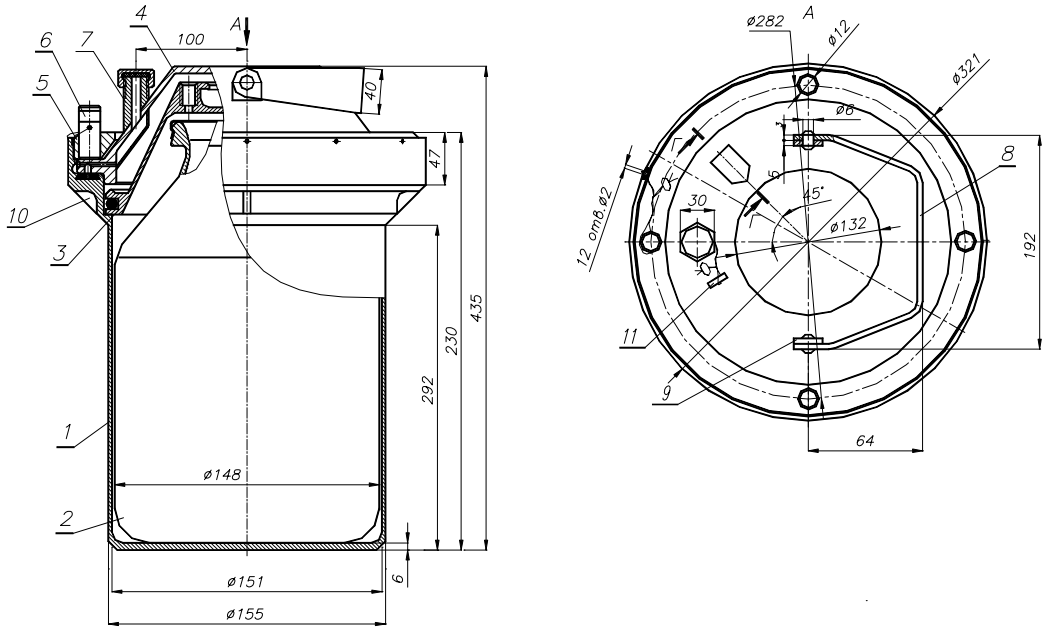


Рис. Модернизированный внутренний контейнер.

Семинар по обсуждению контрактов с ЛЛНЛ
15-17 ноября 2004 года

ФГУП “ГХК”

Упаковка, хранение и транспортировочные решения при обращении с диоксидом плутония в рамках контрактов с ЛЛНЛ

К.Г.Кудинов, А.А.Третьяков, В.А.Бочкарев, В.А.Кравченко, Л.Ф.Манакова
(Железногоск, Красноярский край, Россия)

Цели проектов

Обеспечение безопасности при работе с диоксидом плутония, выведенным из военных программ, на всех стадиях обращения с ним

Концепция, принятая в России

Плутоний - энергетический продукт

МОКС-топливо **будущее поколение**

Структура хранения, упаковки и транспортировки оружейного плутония, отработанного топлива и переработки отходов в России

КОНТРАКТ B522213

Экспертиза требований и мероприятий по хранению, упаковке, обращению и транспортированию диоксида плутония на ГХК

Результаты сравнительного анализа

- вероятность нарушения герметичности;
- сорбция влаги из воздуха;
- защита от стрелкового оружия

- модернизация конструкции контейнера;
- испытание усовершенствованной конструкции на стенде ГХК;
- создание стендов обслуживания и дезактивации контейнеров;
- разработка нормативной документации;
- организация системы учета и контроля ЯМ;
- проведение испытаний на физическую защищенность

ГХК. Диоксид плутония. Контракты с ЛЛНЛ

Контракт B522213

Контракт B534515 Модернизация внутреннего контейнера для хранения и транспортировки диоксида плутония в защитном контейнере

Контракт B534520 Упаковка, хранение, обращение и транспортировочные решения, необходимые для отправки диоксида плутония с ФГУП «ГХК» на завод MFFF-R

Контракт В 534515. Выполненные работы:

Исходные данные

Упаковка диоксида плутония

- стакан
- внутренний контейнер
- требования к внутреннему контейнеру

Хранение упаковочного комплекта

- существующий склад
- новое хранилище

Транспортирование диоксида плутония

Контракт B534515. Выполненные работы

Требования к упаковочному комплекту

- размеры должны позволять устанавливать в гнезда этажерок нового хранилища и транспортировать в контейнере ТК-30;
- внешняя крышка должна иметь надежное запорное устройство;
- материал уплотнительных прокладок должен обеспечить герметичность контейнера в течение 15 лет;
- запирающее устройство должно иметь отверстия для пломбирования;
- крышка внутреннего контейнера должна быть оборудована фильтрующим устройством для сброса давления (конструкция НПО РИ);
- срок эксплуатации крышки стакана должен быть не менее 15 лет;
- конструкция внутреннего контейнера и стакана должна обеспечить возможность механизации при проведении технологических и транспортных операций

Контракт B534520

Цель: Создание системы безопасного хранения и перемещения диоксида плутония

B5345200

- Создание стенда технического обслуживания и текущего ремонта контейнеров для диоксида плутония.
- Создание стенда электрохимической дезактивации контейнеров, предназначенных для хранения диоксида плутония.
- Разработка технически-обоснованных рекомендаций по организации комплексной и общепринятой Системы Учета и Контроля ЯМ.
- Проведение испытаний ТУК-30 на физическую защищенность в существующих железнодорожных вагонах.
- Рабочий план предлагаемого продолжения работ

Контракт B534520
Задача 1

B5345200

Стенд обслуживания

- разработка проектной документации;
- изготовление и монтаж стенда, оборудованного необходимыми приспособлениями для проведения регламентных работ;
- представление результатов пуско-наладочных работ с использованием чистых контейнеров для хранения диоксида плутония.

Контракт B534520
Задача 2

B5345200

Стенд дезактивации

- разработка проектной документации;
- изготовление и монтаж стенда дезактивации поверхности контейнеров;
- проведение оценки эффективности метода электрохимической дезактивации в условиях ГХК

Контракт B534520
Задача 3

B5345200

Система учета и контроля ЯМ

- выполнить анализ существующих методов и средств измерений;
- сделать выбор контролируемых параметров;
- подготовить рекомендации по организации унифицированной системы неразрушающего контроля

Контракт B534520
Задача 4

B5345200

Испытания на физическую защищенность

- подготовка программы испытаний;
- проведение натурных испытаний;
- подготовка заключения о соответствии упаковочного комплекта

Контракт B534520
Общие вопросы

B5345200

ГХК
ГИ ВНИПИЭТ
ВНИИНМ
ДЕЙМОС

Срок выполнения - 11 месяцев

Направления исследований, необходимых при разработке требований к подготовке, упаковке и транспортировке «состаренного» энергетического диоксида плутония в модернизированном варианте ТУК-30

В.К. Орлов, Э.М. Глаговский, А.А. Карнозов, В.Е. Клепацкий

В соответствие с межправительственным российско-американским Договором об использовании избыточного плутония оружейного происхождения, выводимого из оборонных программ, в целях производства МОКС-топлива была достигнута договоренность о возможности использования примерно 4-х метрических тонн диоксида энергетического плутония для изменения изотопного состава оружейного плутония.

В России диоксид плутония энергетического происхождения хранится в контейнерах, крышки которых оснащены специальными газовыми фильтрами. Эти фильтры обеспечивают возможность газообмена между внутренним объемом контейнера и атмосферным воздухом, но одновременно предотвращают распространение радиоактивных изотопов за пределы контейнера.

Отмечено, что в процессе длительного хранения энергетического диоксида плутония в атмосфере влажного воздуха происходит увеличение массы диоксида. По имеющимся данным, максимальный привес при хранении диоксида плутония в течение более 20 лет составляет более 3 % масс.

Известно, что доля молекул воды в адсорбционном слое на поверхности диоксида плутония составляет ~ 90 % [1-4]. При нагреве «увлажненного» диоксида плутония выделение газов начинается одновременно с повышением температуры.

Вода, сорбированная на диоксиде плутония, находится в двух видах[1-4]:

- Хемосорбированные молекулы воды;
- Физически сорбированные молекулы воды.

При сорбции первых молекул воды на поверхности диоксида плутония наблюдается диссоциация молекул воды с образованием гидроксил-иона и иона водорода [1-4]. Это приводит к изменению химического состава и свойств поверхности. После заполнения первого мономолекулярного адсорбционного слоя вся поверхность диоксида плутония будет покрыта гидроксил-ионами, поскольку ионы водорода либо переходят в газовую фазу, образуя молекулу водорода, либо захватываются поверхностными ионами кислорода диоксида плутония с образованием гидроксил-иона.

Энергия образования первого мономолекулярного слоя при адсорбции воды на диоксиде плутония составляет ~172 кДж/моль. Содержание воды, соответствующее заполнению первого мономолекулярного слоя, составляет примерно 0,11 мг/м^2 .[2, 3]

Содержание воды во всех последующих мономолекулярных слоях соответствует 0,22 мг/м^2. Энергия образования второго и третьего мономолекулярного слоя была оценена ~84 и 63 кДж/моль, соответственно[2]. По мере дальнейшего увеличения толщины слоя воды, сорбированной на поверхности диоксида плутония, значение энергии сорбции уменьшается до 44 кДж/моль, соответственно для десятого мономолекулярного слоя воды и всех последующих.[2, 3]

При повышении температуры часть физически сорбированной воды будет переходить в газовую фазу, обеспечивая выполнение динамического равновесия между парциальным давлением водяного пара и количеством сорбированной воды. Следовательно, давление паров воды над «состаренным» диоксидом плутония будет определяться удельной поверхностью порошка (при прочих равных условиях, включая одинаковое значение содержания воды в порошке диоксида

плутония). Чем выше значение удельной поверхности порошка, тем меньше толщина слоя воды и тем прочнее связана вода с подложкой из диоксида плутония. Для полного удаления воды, хемосорбированной на диоксиде плутония в виде гидроксил-ионов, необходимо повысить температуру свыше 950 ^{O}C.[1, 2, 4]

В настоящее время привес, экспериментально обнаруженный у некоторых контейнеров, подвергнутых выборочной проверке, достигает 3,5 % от первоначальной массы. Следовательно, зная молекулярные массы воды и диоксида плутония, можно оценить количество молей сорбированной воды, приходящееся на один моль диоксида плутония. Указанное значение привеса соответствует соотношению между молекулами воды и диоксида плутония примерно равному 1 к 2, то есть «состаренный» диоксид плутония имеет брутто формулу - $PuO_2 \cdot 0.5\ H_2O$. Очевидно, что диоксид плутония, находящийся в таком «состаренном» состоянии, транспортировать нельзя, так как радиолиз воды может привести к нештатной ситуации, когда за короткий промежуток времени при транспортировке будет превышен нижний предел по концентрации водорода, необходимый для образования взрывоопасной смеси газов (водород-воздух).

Многие годы было принято считать, что диоксид плутония, полученный в результате высокотемпературного разложения солей плутония (оксалатов, гидрооксидов, карбонатов), является химически стабильным соединением, которое не изменяет своего химического состава при длительном хранении в атмосфере влажного воздуха[5]. На этой гипотезе базируется и стандарт США (DOE 3013) [6], относящийся к подготовке и упаковке диоксида плутония для длительного хранения. Однако, в течение последних 5 лет были опубликованы результаты исследований изменения свойств диоксида плутония, которые настоятельно требуют ещё раз критически рассмотреть условия равновесия соединений в системе “Pu –O– H”.[7-14]

В научной литературе[9-14] уже неоднократно высказывались предположения о возможности образования сверхстехиометрического диоксида плутония (PuO_{2+X}). Одним из возможных путей образования сверхстехиометрического диоксида плутония (PuO_{2+X}) может быть химическая реакция[9-14] :

$$PuO_2 + H_2O \Rightarrow PuO_{2+X} + H_2$$

Было показано, что вода, сорбированная на поверхности порошка диоксида плутония, модифицирует химический состав поверхностного слоя, возможно превращая часть PuO_2 в соединение типа Pu_4O_8OH.[15]. Экспериментальные данные, имеющиеся на сегодняшний день, не позволяют дать однозначную трактовку механизма взаимодействия диоксида плутония с влажным воздухом.

Максимальное отклонение от стехиометрии ($PuO_{2.00}$) для сверхстехиометрического диоксида плутония соответствует соотношению атомов
O/Pu ~2.27 [9-14]. Однако, при нагреве свыше 350 ^{O}C[13,14] этого сверхстехиометрического диоксида плутония его свойства и химический состав возвращаются к исходным, соответствующим строго стехиометрическому диоксиду $PuO_{2.00}$. При этом в газовую фазу выделяются водород, кислород, пары воды и оксиды углерода.[2, 16]

С практической точки зрения потребность в расширении фундаментальных знаний о природе процессов, протекающих в диоксиде плутония под воздействием сорбированной влаги, продиктована необходимостью вовлечения избыточного плутония оружейного происхождения для нужд энергетики. В первую очередь это связано с обеспечением безопасности при транспортировке «состаренного» диоксида энергетического плутония в герметичном транспортном упаковочном комплекте(ТУК). Нам необходимо точно знать, что будет происходить с этим материалом при повышении его температуры. Очевидно, что максимальное значение температуры «состаренного» диоксида плутония энергетического происхождения будет определяться конструкторскими решениями разработчика ТУК. Химический состав газов и их давление в герметичном объеме при данной температуре будет определяться «предысторией»

диоксида плутония, то есть его происхождением, технологией изготовления, временем хранения и содержанием влаги.

При выборе основных направлений исследований состояния «состаренного» диоксида плутония энергетического происхождения необходимо критически проанализировать имеющиеся экспериментальные данные и теоретические представления о происходящих процессах.

Таким образом, для решения поставленной задачи предлагаются 8 направлений.

1. **Анализ содержания воды** в «состаренном» диоксиде энергетического плутония. Необходимо отобрать пробы диоксида плутония после различных сроков хранения – вплоть до 25 лет. Планируется изучить кинетику изменения содержания воды в диоксиде плутония, выявить неравномерность в распределении воды в порошке по толщине слоя и причины, приводящие к этому.
2. **Оценка удельной поверхности** «состаренного» диоксида энергетического плутония. Диоксид плутония был получен на заводе РТ-1 в разное время, по разным технологиям и по разным режимам, что неизбежно привело к различиям в значениях удельной поверхности и различиям в распределении частиц порошка по их размерам. По мере длительного хранения во влажном воздухе порошок мог изменить свои свойства. Важным результатом этих работ станет оценка изменения толщины слоя сорбированной воды при длительном хранении диоксида плутония за счет изменения его удельной поверхности.
3. **Изучение изменений в химическом составе** «состаренного» диоксида энергетического плутония. Для этого необходимо проследить динамику изменения соотношения кислорода к плутонию при увеличении продолжительности хранения диоксида плутония. А затем провести анализ изменений в химическом составе твердых и газообразных продуктов, получаемых при прокалке диоксида энергетического плутония, «состаренного» в течение различных сроков хранения (вплоть до 25 лет).
4. **Оценка удельного тепловыделения и мощности радиационного излучения** «состаренного» диоксида энергетического плутония с целью расчета максимально допустимой загрузки ТУК (определяется максимальная тепловая мощность и допустимый радиационный фон на внешней поверхности ТУК). В результате выполнения этих работ будут уточнены данные по изменению теплоемкости и теплопроводности «увлажненного» и «состаренного» порошка диоксида плутония разной насыпной плотности.
5. **Изучение накопления газов –** продуктов взаимодействия «состаренного» диоксида энергетического плутония и сорбированной воды. Необходимо проанализировать скорость выделения и химический состав газов (соотношение молекулярного водорода и кислорода) в зависимости от мощности радиационного излучения, значения удельной поверхности порошка диоксида плутония и его влагосодержания. При этом будут использованы результаты работ по направлениям 1, 2, 3 и 4.
6. **Расчетно-теоретическая оценка** температуры и давления газов в ТУК-30 для различных условий и продолжительности транспортировки.
7. **Подготовка и проведение полномасштабных экспериментов** при реальной загрузке «состаренного» диоксида энергетического плутония в герметичный объем ТУК-30. Запланировано провести измерения температуры диоксида плутония внутри ТУК-30 при длительных испытаниях (в течение ~30 дней). Будут получены экспериментальные результаты по изменению давления газов и их химического состава (в частности, кинетика накопления O_2, H_2 и H_2O).
8. **Разработка и выдача рекомендаций по условиям транспортировки** «состаренного» диоксида энергетического плутония. Разработка критерия пригодности «состаренного» диоксида энергетического плутония для транспортировки. Разработка мер по подготовке к транспортировке «состаренного» диоксида энергетического плутония.

Литература

1. J.L.Stakebake, L.M.Steward, “Water Vapor Adsorption on Plutonium Dioxide”, Journal of Colloid and Interface Science, vol.42, N 2, (Feb. 1973), pp.328-333
2. J.L.Stakebake, “A thermal desorption study of the surface interactions between water and plutonium dioxide”, J.Phys.Chem.,v77(1973),p581
3. J.M.Haschke, T.E.Ricketts, “ Adsorption of water on plutonium dioxide”, Journal of Alloys and Compounds, v252(1997),p.148
4. J.L.Stakebake, “The Storage Behavior Plutonium Metal, Alloys, and Oxide”, Journal Nuclear Materials, v38. (1971), p.241-259
5. Химия актинидов, том.2, редакторы Дж.Кац, Г.Сиборг и Л.Морсс, Москва, «Мир, 1997, стр 190-200.
6. DOE–STD-3013-2000, “Stabilization, Packing, and Storage of Plutonium-Bearing Materials”, Sept.2000
7. J.D.Farr, R.K.Schulze, M.P.Neu, L.A.Morales, “Surface Analysis of Pu Oxide Powders: Thermal Dehydration/Water Vapor Rehydration Studies”, in “CP532,Plutonium Futures – The Science, edited by K.K.Pillay and K.C.Kim, **2000,** American Institute of Physics, 1-56396-948-3, p.367-368
8. D.M.Smith, M.P.Neu, E.Garsia, L.A.Morales, “Hydration of plutonium oxide and process salts, NaCl, KCl, $CaCl_2$, $MgCl_2$: effect of calcination on residual water and rehydration”, LA-UR-99-261, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM,87545 (1999)
9. J.M.Haschke, “Reactions of Plutonium Dioxide with Water and Oxygen-Hydrogen Mixtures: Mechanisms for Corrosion of Uranium and Plutonium”, Rocky Flats Plant, Golden, CO, June 18 1999, Report RFP-5267
10. L.A.Morales, T.Allen, J.M.Haschke, “Kinetics of the Reaction between Plutonium Dioxide and Water from 25 ^{o}C to 350 ^{o}C: Formation and Properties of the Phase PuO_{2+x}”, in “CP532,Plutonium Futures – The Science, edited by K.K.Pillay and K.C.Kim, 2000 American Institute of Physics, 1-56396-948-3, p.114-116
11. L.A.Morales, J.M.Haschke, T.H.Allen, “Kinetics of Reaction Between Plutonium Dioxide and Water at 25 ^{O}C to 350 ^{O}C: Formation and Properties of the PuO_{2+x} Phase”, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, 1999, Report LA-13597
12. J.M.Haschke, T.H.Allen, “Interaction of Plutonium Dioxide with Water and Oxygen-Hydrogen Mixtures”, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, 1999, Report LA-13537
13. J.M.Haschke, T.H.Allen, L.A.Morales, “Reaction of Plutonium Dioxide with Water: Formation and Properties of PuO_{2+x}”, Science, vol.287(14 January 2000), p.285-287
14. J.M.Haschke, T.H.Allen, “Equilibrium and thermodynamic properties of the of the PuO_{2+x} solid solution”, Journal of Alloys and Compounds, v.336 (2002), p.124-131
15. Actinide Quarterly Report, 2 Quarter 2004, “Actinide Oxides”, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM 87545, (**www.lanl.gov/arq**), статья в этом журнале *p. 9-13,* Robert Penneman, Mark Paffett **“***An interpretation of the structure of* $PuO_{2.25}$ *(*Pu_4O_9*) as* Pu_4O_8OH*.* Proposing a hydroxide ion, rather than a central oxide ion, in the structure”
16. Tom Allen, Quentin Appert, Churles Davis, John Haschke and other , **“**Materials Identification and Surveillance Project Item Evaluation; Item: Impure Mixture of Plutonium Oxide and Uranium Oxide (PUUOXBC05)**”**, LA-13295-MS; UC-940 *and* UC-904; *Issued: June 1997*, 26 pages
17. G.Bailey, E.Bluhm, J.Lyman, R.Mason, M.Paffett and other, “Gas Generation from Actinide Oxide Materials”, Report LA-13781-MS, December 2000.

Плутоний 2000 – 8 работ

Плутоний 2003 – 12 работ

p.193 M.T.Paffett, Doug Farr, Dan Kelly; An Alternative Interpretation of the Existence and Importance of the $PuO_{2+X}\cdot H_2O$ Solid Solution
Существование PuO_{2+X} было изучено с применением Рентгеновской-Фотоэлектронной спектроскопии и новых физических методов изучения тонких (сверхупорядоченных) структур с помощью измерения поглощения рентгеновского излучения. Показано, что все изученные образцы имеют слой гидроксида ~32±5 Ангстрем(ПКР 5.4 А). В решетке PuO_{2+X} наблюдается изменение расстояния между Pu и O (появляется связь с расстоянием 1.9 А хотя стандарт – 2.33 А). Остается непонятным причины такого поведения при том, что ~ 20% ат составляет Pu. Анионы O -разупорядочены, это касается даже материалов имеющих строгую стехиометрию. Сегодняшнее состояние и понимание процессов не дает уверенности при прогнозировании поведения PuO_2 при хранении и транспортировке.

p.207 J.Shultz, M.T.Paffett, S.A.Joyce; Thermal- and Radiation Induced Interaction of Water on UO_2 Surfaces. Изучали процессы взаимодействия воды(D_2O) с монокристаллом диоксида урана с применением температурно-программируемой десорбции и электронно-стимулированной десорбции. То есть, пытались моделировать радио-химические процессы на межфазной поверхности. Известно, что ~99% энергии альфа-частиц с 5-Мэв расходуется на ионизацию – образование электронов. Т прогр Десорбц – только вода. (нет ни D_2 ни O_2). Энергия связи ~13-15 ккал/ моль .ЭПД - D_2 и O_2, и маленькое количество воды. При чем соотношение D_2 и O_2 составляет 5 к 1. Кроме того, **все молекулы воды** были десорбированы при 300К(27 С), хотя сигналы от D и OD наблюдались до 600К (327 С). Для изучения был использованы изотопы 18-O. Это позволило показать, что одновременно с 18-O с поверхности удаляется 16-O (в виде воды или гидроксид-иона). Показано, что газ. водород способен выделяться при избытке кислорода в газовой фазе. При изменении толщины слоя воды изменяются и абсолютные значения скорости выделения O и H. Для образования монослоя воды требуется 5 мм рт.ст.

P.257 **H.Nilsson**, Y.Albinsson, G.Skarnemark; **Dissolution of plutonium hydroxide under slighty reducing condition,**
В течение 2-х лет изучали поведение гидроксида Pu(3+) и Pu(4+) в 0.1 M NaCl. Показали, что постепенно Pн р-ра снижается от 7 до 3. Это связано с образованием ионов водорода на поверхности осадка, при этом концентрация Pu в р-ре не меняется (10-6 M). Окисл-восст потенциал (относит H-электрода) уменьшается от 820 милливольт до 520 в течение 665 суток.

М.В.Никонов, А.В. Гоголев, И.Г. Тананаев, Б.Ф. Мясоедов; Колебательные реакции Ам(6+) – Ам(5+), наблюдаемые при озонировании суспензии $Am(OH)_3$ в бикарбонатном растворе; **Радиохимия 2004**, т.26, №3, стр. 226
Концентрация америция в растворе была менее 8 10^{-4} моль/л. При увеличении концентрации Ам в растворе выше 10^{-3} моль/л шло образование ионов **6-валентного** Ам и выпадал осадок коричневого цвета. Анализ проб осадка показал наличие карбонатного комплекса 4-х валентного Ам. Это позволило предположить, что основным источником образования восстановителей в системе является разложение озона с последующим образованием гидропероксидных радикалов и пероксида водорода, которые восстанавливают ионы Ам(6+) в растворе до 4-х валентного Ам.

Подходы к упаковке, хранению и транспортировке контейнеров с энергетическим PuO_2 с ФГУП «ПО «Маяк» на СХК г. Северск

А.И. Бобылев, С.И. Ровный, И.В. Манаков, ФГУП «ПО «Маяк» г. Озерск

ВВЕДЕНИЕ

Радиохимический завод РТ-1 по переработке отработанного ядерного топлива (ОЯТ) был пущен в эксплуатацию на ПО «Маяк» в 1977 г. Выделенный PuO_2 реакторного качества анализируется в соответствии с российскими спецификациями и накапливается в хранилище ПО «Маяк» в стандартных контейнерах, снабженных металлокерамическими фильтрами.

За время работы завода РТ-1 изменялись как виды ОЯТ так и технологии его переработки, в связи с чем изменялся состав и свойства порошков диоксида плутония.

Поэтому представляется необходимым изучить и определить такие свойства, как газообразование при хранении порошков PuO_2, исследование состава газовой фазы над порошком PuO_2 в зависимости от содержания Am-241 и сорбированной воды, определить и рассчитать тепловыделение в порошке энергетического PuO_2.

С этой целью ПО «Маяк» подготовлено техническое задание, предусматривающее проведение исследований и разработку мероприятий по созданию безопасного обращения, транспортирования и хранения энергетического PuO_2, предназначенного к отправке с ПО «Маяк» на СХК г. Северск.

Использование энергетического PuO_2 при изготовлении МОКС-топлива

В результате выполнения оружейной программы и переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) на ПО «Маяк» образовались жидкие радиоактивные отходы в виде пульпы содержащей плутоний и накопилось большое количество диоксида энергетического плутония на заводе РТ-1.

В соответствии с соглашениями между правительствами США и России ПО «Маяк» заключило и выполнило ряд контрактов с Ливерморской Национальной лабораторией (LLNL). На схеме 1 приведен состав работ выполненных и предлагаемых к выполнению при финансовой поддержке LLNL на ПО «Маяк».

ПО «Маяк» непосредственно с LLNL в короткий срок были заключены контракты и в течение 1,5 – 2 лет выполнены такие работы, как ТЭИ по утилизации плутонийсодержащих пульп и отходов от производства МОКС-топлива на ПО «Маяк». Работы проводились при поддержке Минатома России.

В настоящее время проблемой изготовления МОКС-топлива занимается ОАО «ТВЭЛ», поэтому все работы по данному направлению с Российскими институтами и предприятиями LLNL проводит только после заключения контракта с ОАО «ТВЭЛ».

Завод по производству МОКС-топлива планируется разместить в г. Северске. На данное предприятие с ПО «Маяк» будет поставляться оружейный металлический плутоний и порошок диоксида энергетического плутония. На установке конверсии будет использовано около 4 метрических тонн энергетического диоксида плутония для «выравнивания» изотопного состава оружейного плутония.

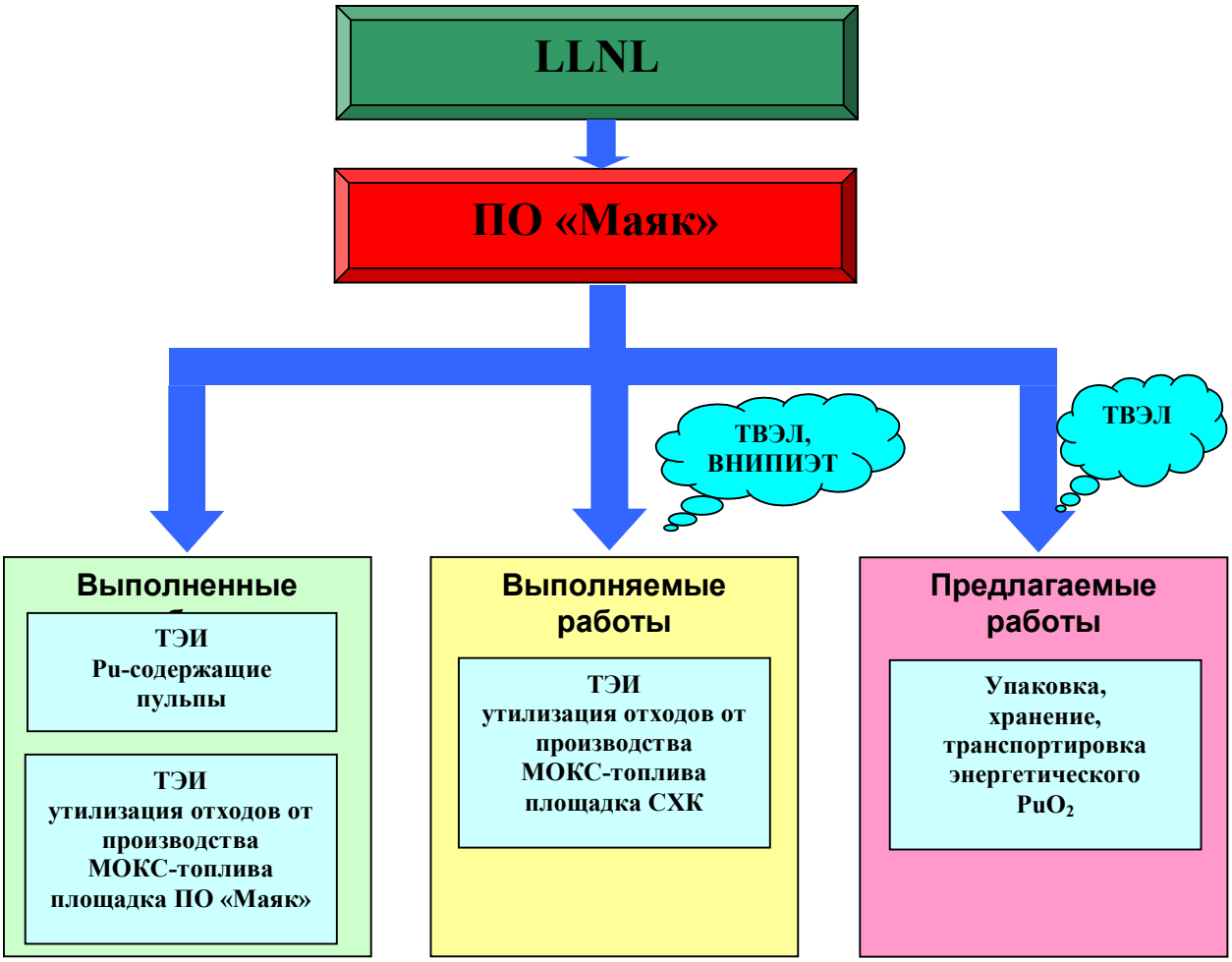


Рисунок 1 – Контракты ПО «Маяк» с LLNL

При выборе транспортно-упаковочного комплекта (ТУК) для транспортировки порошков диоксида энергетического плутония необходимо определить максимальное тепловыделение в порошке PuO_2, влагосодержание и температуру. Полученные экспериментальные данные позволят сделать оценку максимальной температуры и давления газов внутри герметичного ТУК-30 при транспортировке энергетического диоксида плутония с ПО «Маяк» в Северск. Полученная новая информация может быть использована специалистами ВНИПИЭТ для проведения необходимой модернизации как транспортного контейнера с порошком PuO_2, так и ТУК-30 в целом. Это позволит обеспечить безопасность транспортировки порошка PuO_2 и выполнить требования нормативных документов, действующих на территории России. Технологическая схема использования энергетического плутония для производства МОКС-топлива приведена на рисунке 2.

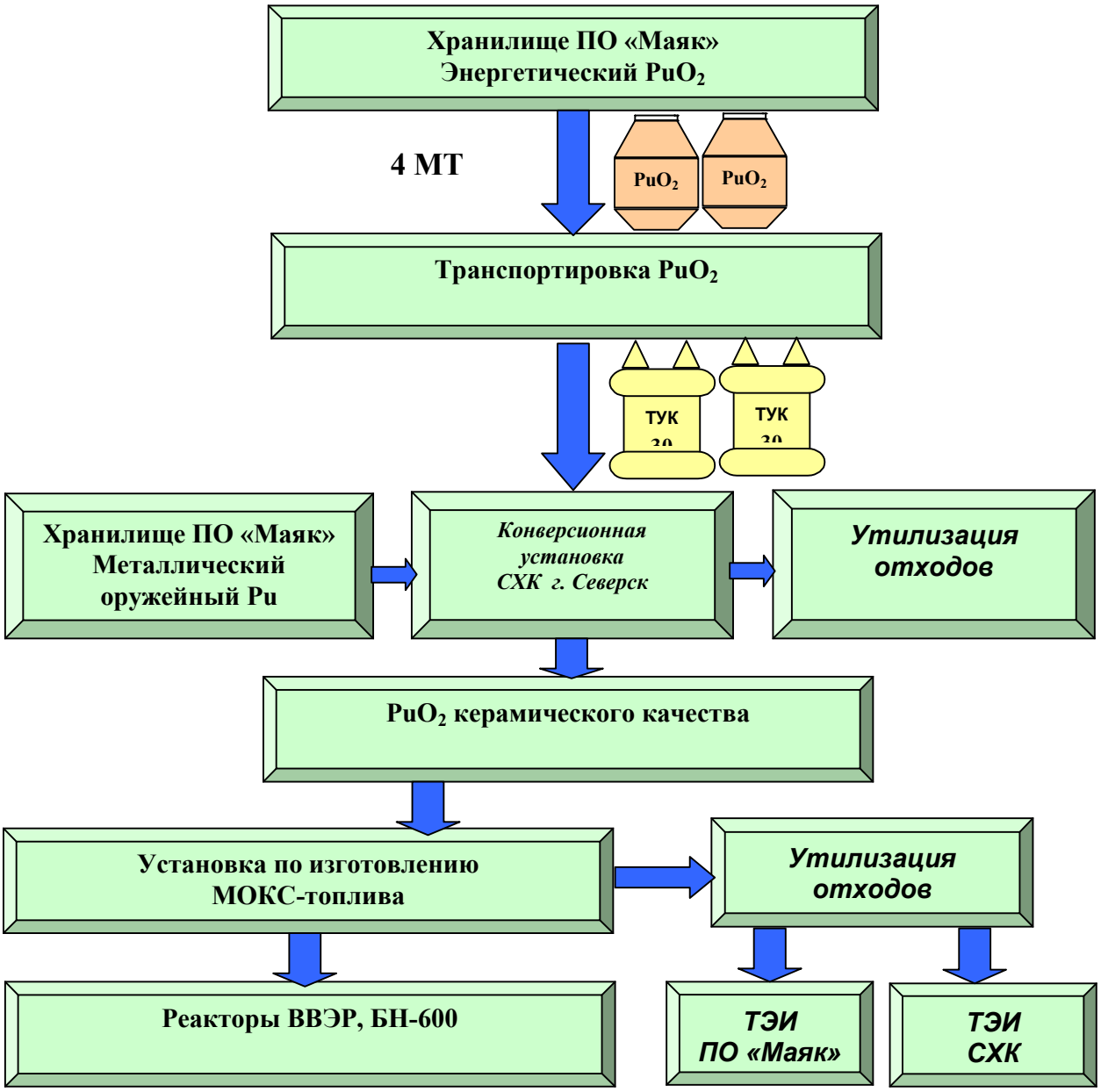


Рисунок 2 – Схема применения энергетического диоксида плутония для изготовления МОКС-топлива

Всего с ПО «Маяк» должно быть передано на установку конверсии около 4 Мт диоксида плутония. ПО «Маяк» не обладает опытом транспортировки больших количеств энергетического диоксида плутония по территории России.

Для транспортировки больших количеств плутония необходимо знать не только свойства хранящегося плутония, но и состояние контейнеров, в первую очередь герметизирующих прокладок. Определенная часть контейнеров с PuO_2 хранится уже около 30 лет.

Поэтому ПО «Маяк» заинтересовано в проведении исследований изменения физического состояния порошков PuO_2 при их длительном хранении и состояния герметизирующих прокладок. На рисунке 3 представлены состав и структура работ, предложенных в техническом задании на транспортировку энергетического диоксида плутония.

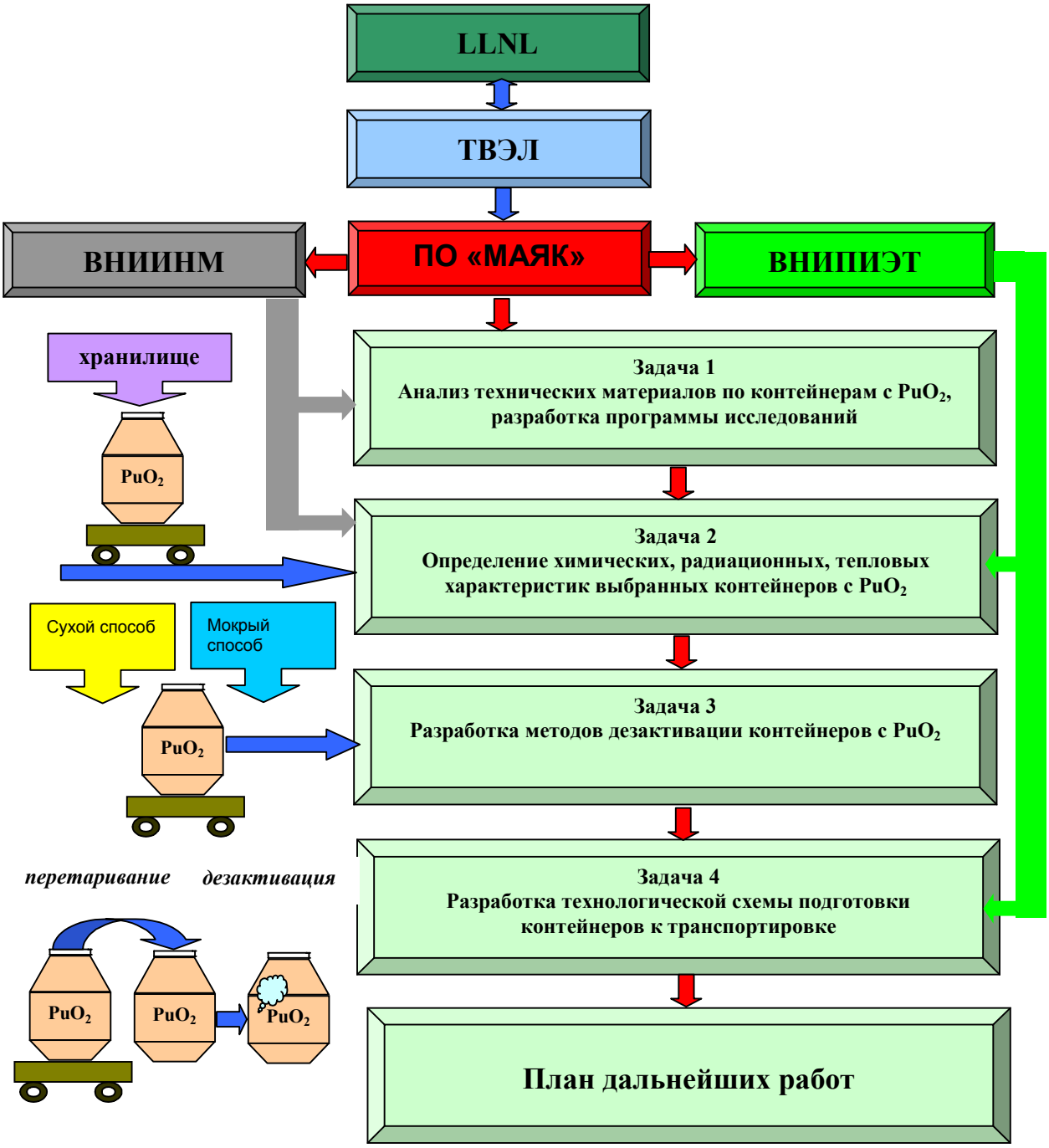


Рисунок 3 – Состав и структура работ, предусмотренных ТЗ по транспортировке и хранению энергетического PuO_2

На основании анализа состава энергетического диоксида плутония и состояния герметизирующих прокладок транспортных контейнеров будут сформулированы требования к обращению, упаковке, хранению и транспортировке примерно 1300 контейнеров с диоксидом плутония, предназначенных для передачи на установку конверсии в Северск. Будут разработаны практические предложения по перетариванию порошка PuO_2 и дезактивации контейнеров.

Кроме того, после проведения исследований и анализа полученных результатов будет выяснена необходимость проведения следующих работ:

- разработка технической документации на усовершенствование конструкции существующего транспортного контейнера с целью улучшения его герметичности;
- разработка технической документации на модернизацию защитного контейнера ТУК-30;
- необходимость разработки и создания стенда для перетаривания порошков PuO_2;
- необходимость разработки и создания узла по дезактивации транспортных контейнеров.

Approaches to Packaging, Storage, and Transportation of Reactor Grade PuO_2 from Mayak to SCC (Seversk)

A.I. Bobylev, S. I. Rovny, I. V. Manakov, Mayak PA, Ozyorsk, Russia

Introduction

In 1977 the RT-1 radiochemical plant was commissioned at Mayak Production Association (Mayak) for spent nuclear fuel (SNF) reprocessing. Extracted reactor grade PuO_2 is analyzed in compliance with Russian specifications and stored at Mayak storage vaults in standard containers equipped with sintered metal filters.

Types of SNF and reprocessing procedures were being changed in the course of RT-1 operation, which modified the separated PuO_2 composition and properties.

Therefore, it is important to analyze and define such properties as gassing during PuO_2 powder storage, study a composition of the gas phase over PuO_2 powder depending upon the content of Am-241 and sorbed water, as well as determine and calculate heat generation in blend stock PuO_2.

A statement of work has been prepared by Mayak for this reason, involving research and development activities to create a system for safe handling, transportation, and storage of reactor grade PuO_2 subject for shipment from Mayak to SCC (Seversk).

The Use of Blend Stock PuO_2 for MOX-Fuel Fabrication

An implementation of the military program and SNF reprocessing at Mayak resulted in generation of liquid radioactive waste in the form of plutonium containing sludge and accumulation of a great amount of reactor grade plutonium at RT-1 facility.

Mayak has signed and implemented several contracts with Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) under international Agreements between Russia and U.S.

A scope of work that has been done and is proposed to be done at Mayak, using financial support provided by LLNL, is presented in Fig. 1.

For recent 1.5 - 2 years Mayak implemented work under contracts with LLNL including feasibility studies on the disposal of Pu-containing sludge and MOX-fuel fabrication waste at Mayak. RF Minatom supported the work.

JSC TVEL is in charge of MOX-fuel fabrication issue at present. That's why all joint work with Russian institutes and organizations in this direction is carried out by LLNL only after a contract with TVEL is signed.

It is planned to locate MOX-fuel Fabrication Facility in Seversk (SCC). Mayak will supply weapon-grade metal plutonium and reactor-grade PuO_2 powder to this site. Four metric tons of blend stock PuO_2 will be used at conversion facility to equalize isotope composition of weapon-grade plutonium.

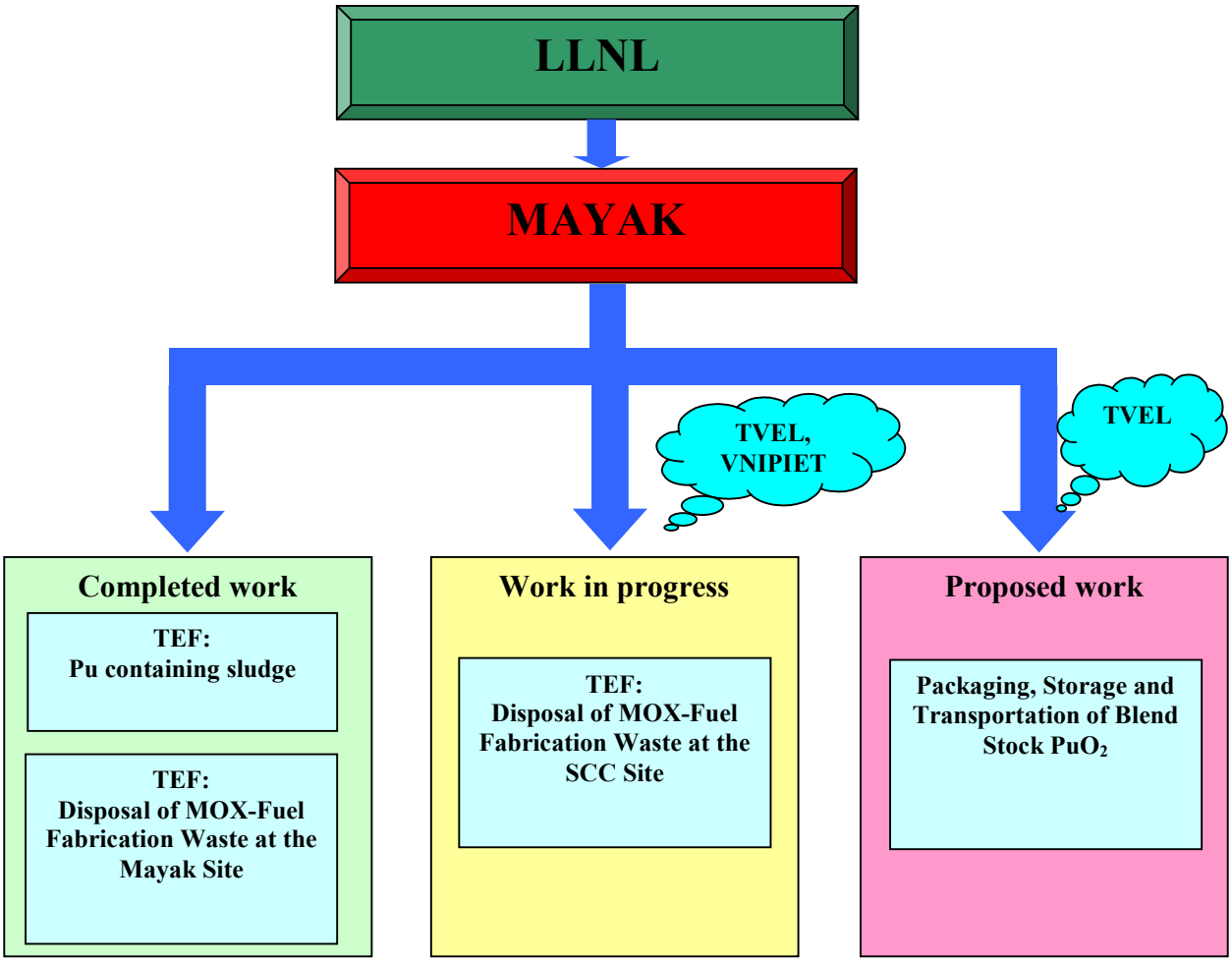


Fig. 1. Mayak contracts with LLNL.

It is important to define maximum heat generation in PuO_2 powder, humidity, and temperature to select transportation package (TUK) for blend stock PuO_2 shipment. Experimental data will help to assess maximum temperature and gas pressure in hermetically sealed TUK-30 containers at transportation of reactor-grade Pu dioxide from Mayak to Seversk. Obtained data could be used by VNIPIET experts to perform necessary improvements of the transport container with PuO_2 powder and TUK-30 as a whole. That would provide PuO_2 transportation safety as well as the compliance with the requirements of Russian regulations. Process scheme of the use of reactor grade plutonium for MOX-fuel fabrication is shown in Fig. 2.

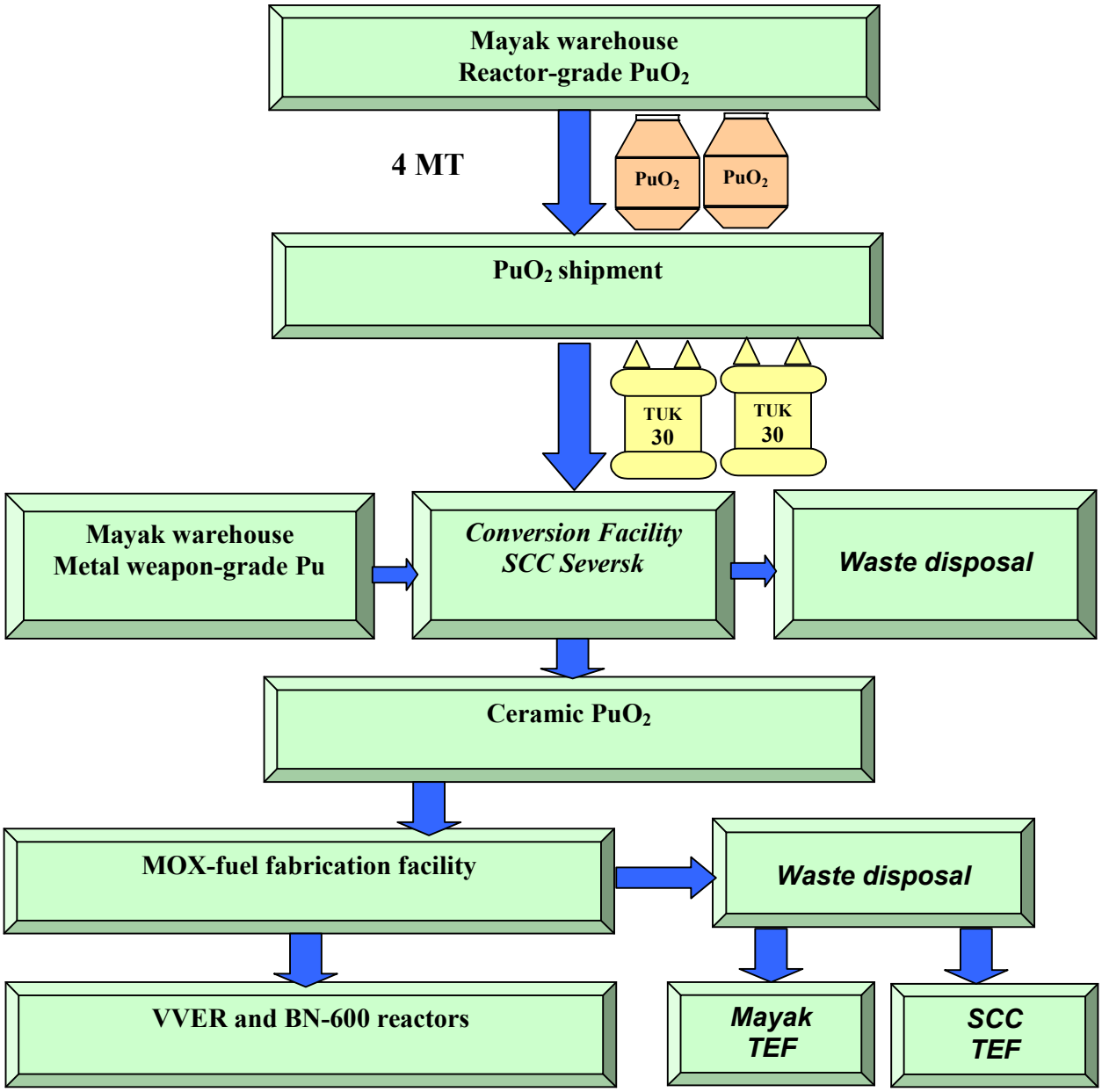


Fig. 2. The use of reactor grade plutonium dioxide for MOX-fuel fabrication.

In total, about 4 MT of plutonium dioxide will be shipped to the conversion facility from Mayak. Mayak has no experience in transportation of large amounts of blend stock PuO_2 within the territory of Russian Federation.

To transport large amounts of plutonium it is important to know not only properties of this plutonium but also a condition of containers and first of all of seals. A part of PuO_2 containers is being stored for 30 years already.

That is why Mayak is interested in the study on modifications of the physical state of PuO_2 powders during long term storage as well as seal condition. Scope and structure of work proposed in the Statement of Work on blend stock PuO_2 transportation are given in Fig. 3.

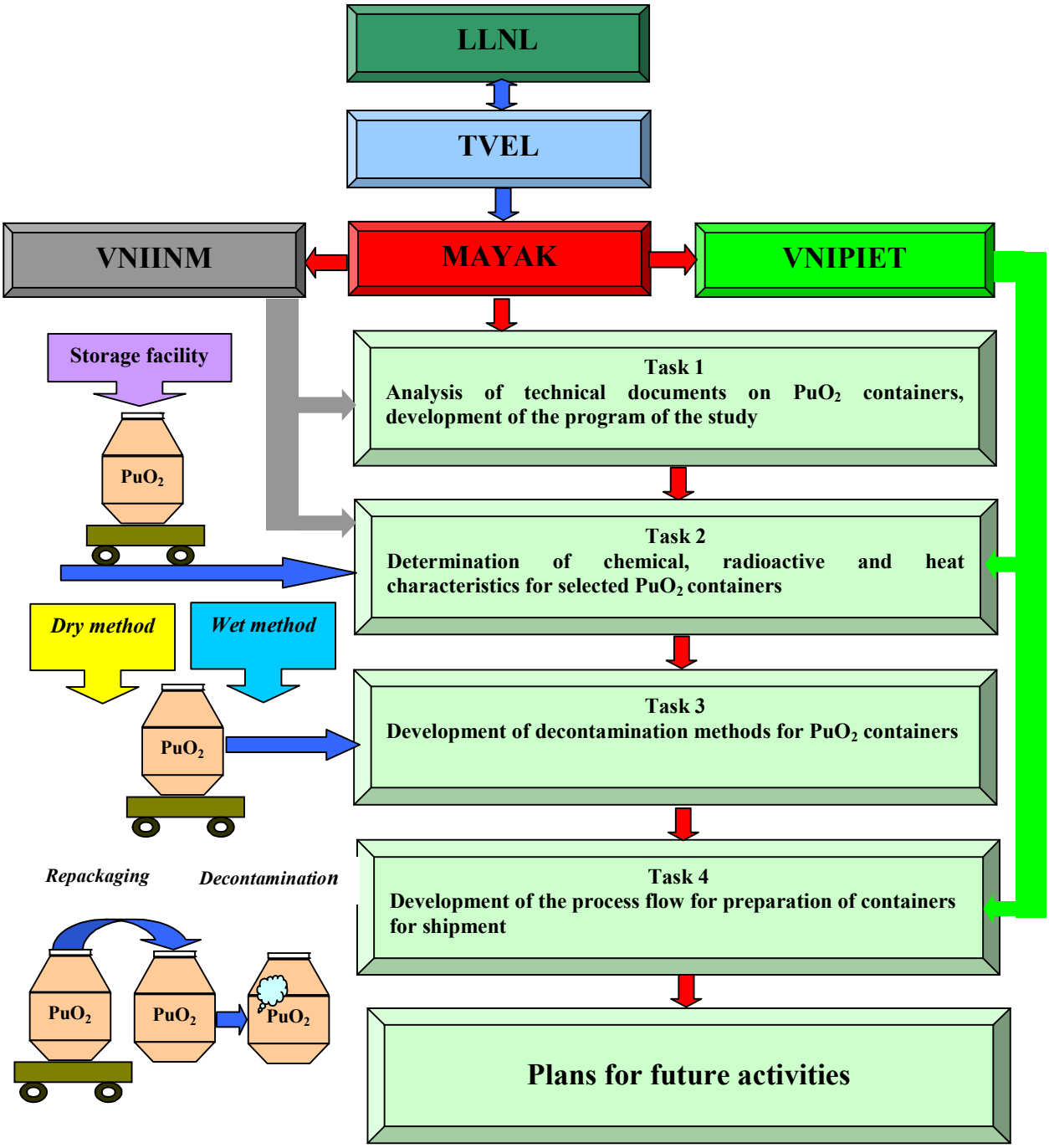


Fig. 3. Scope and structure of work proposed in blend stock PuO_2 storage and transportation SOW

Requirements for handling, packaging, storage, and transportation of about 1300 containers with PuO_2 identified for shipment to the conversion facility in Seversk will be defined on the basis of the analysis of blend stock plutonium dioxide composition and container innerseal condition. Practical recommendations will be developed for repackaging of PuO_2 powder and container decontamination.

In addition, a need for the following activities will be defined after the analysis of results of the study:

- Development of the technical documentation on upgrading of the current transport container design in order to improve its tightness
- Development of the technical documentation for modernization of TUK-30 shielding container
- Development and creation of the workbench for PuO_2 powder repackaging
- Development and creation of the transport container decontamination unit

ОБЪЕМ РАБОТ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РЕАКТОРНЫМ ДИОКСИДОМ ПЛУТОНИЯ

А.Л. Лазарев, А.И. Токаренко, ВНИПИЭТ

1. ФГУП “ВНИИНМ“ совместно с ФГУП “ПО “Маяк“ необходимо отобрать партии реакторного диоксида плутония для поставки на завод MFFF-R.
2. Для отобранных партий диоксида плутония необходимо определить остаточное тепловыделение и радиационные характеристики продукта. Эту работу могут выполнить совместно специалисты ФГУП “ПО “Маяк“ и ФГУП “ГИ “ВНИПИЭТ“.

   Полученные результаты позволят выполнить расчеты допустимой загрузки единичной упаковки ТУК-30 и допустимое количество упаковок на транспортном средстве.
3. Разработка транспортно-технологической схемы загрузки реакторного диоксида плутония в ТУК-30 на ФГУП “ПО “Маяк“. Данную работу могут выполнить совместно специалисты ФГУП “ПО “Маяк“ и ФГУП “ГИ “ВНИПИЭТ“.

IV. Spent Fuel Storage and Transportation Activities and Other Technical Papers

Remarks on R-MFFF MOX Fabrication Activities: (1) Waste Treatment And Disposal Issues (2)Plutonium Packaging, Storage and Transportation Issues (3)Spent Fuel Storage and Transportation Issues

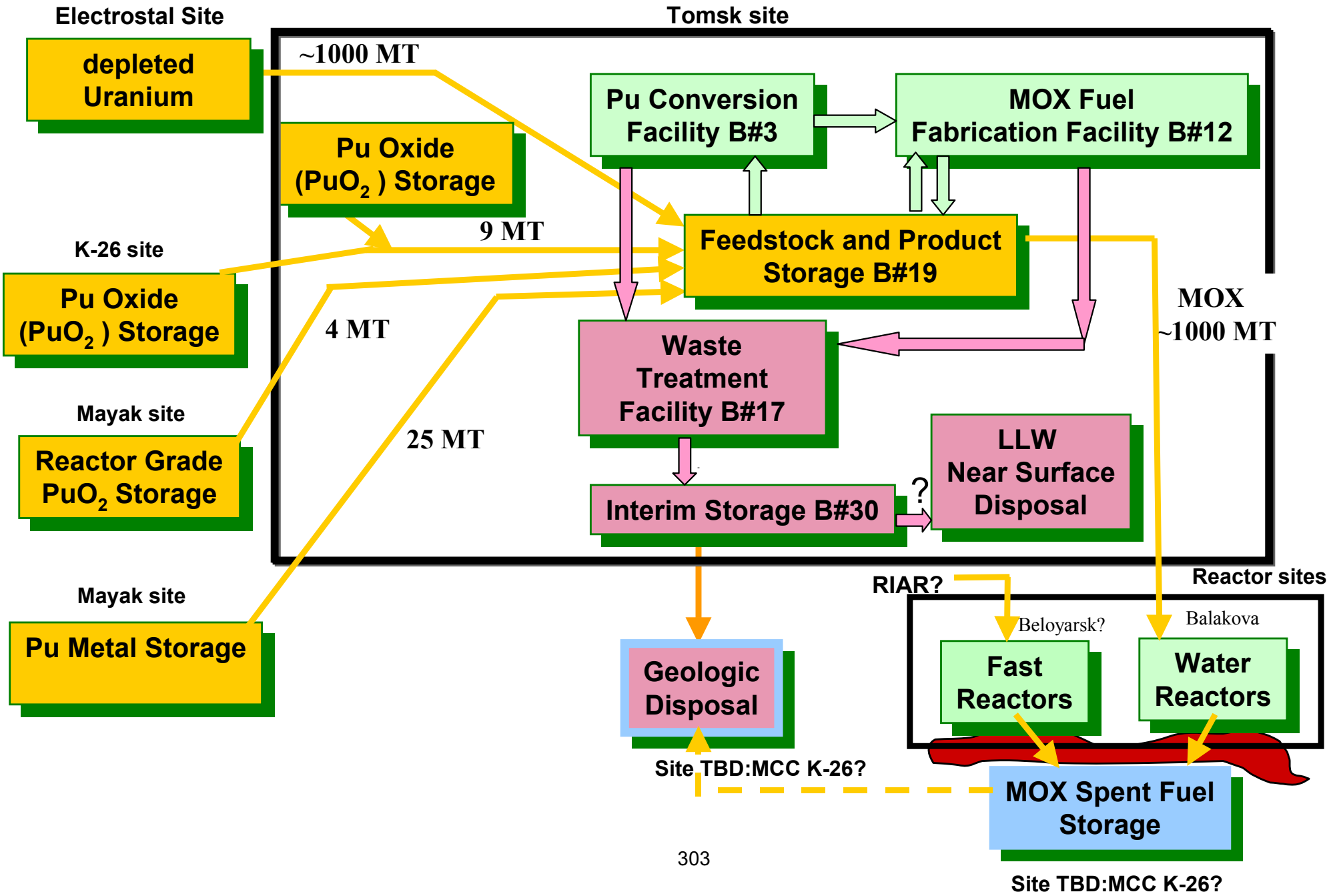
For presentation at:
LLNL Contract Planning
and Review Meeting
November 15-17, 2004
State Education Center (SEC)
St. Petersburg, Russia

L. J. Jardine
Lawrence Livermore National Laboratory

IV. Spent Fuel Storage, Packaging and Transportation

- **Framework for activities**
- **BN-600 radial blanket TEF SOW**
- **Issues to be addressed**

Framework for Storage, Packaging and Transport of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia

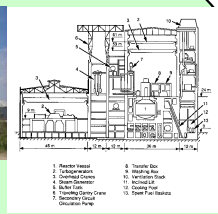


Technical and Economic Feasibility (TEF) study for BN-600 Radial Blanket Spent Fuel Has Been Planned for the RF Declaration of Intent (DOI) and US Planning

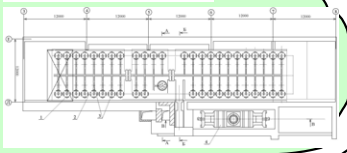
IV. Spent Fuel

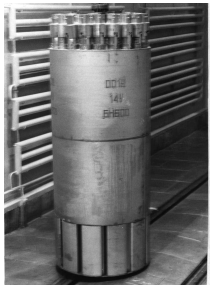
BN-600 Site

- Radial blanket spent fuel



- not in TEF scope
  - any MOX components
  - any irradiated componets except
  - replacement steel blankets





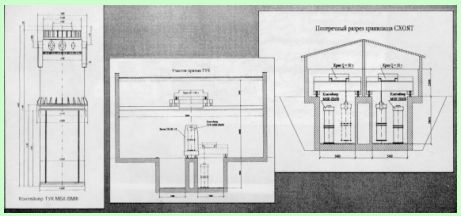
Transportation:

- Existing TK-11 casks (now)
- Future metal-concrete dual purpose

Mayak Site

-Not viewed as credible scenario to send to Mayak

Mayak RT-1 pool



New Mayak B301 dry storage facility

MCC K-26 site storage options

TEF Option 1

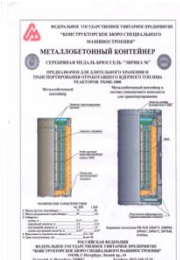
Ship and store at existing MCC RT-2 pool

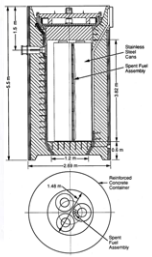
TEF Option 2

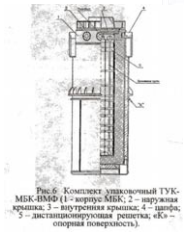
Ship and store at MCC RT-2 area in metal-concrete dual purpose casks

A. TUK-120 for RBMK's
- currently GAN licensed

B. TUK-109(MBK-VFM) for Naval fuels
- not currently GAN licensed

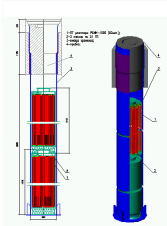


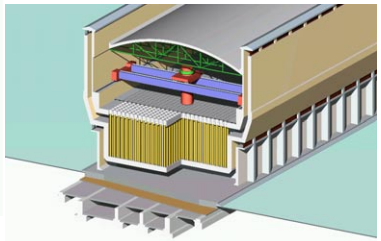




TEF Option 3

Place in new (>2007) MCC K-26 dry storage facility after MCC K-26 pool storage





Packaging, Storage and Transportation of Spent Fuel Issues and Conclusions

- **What is site for MOX storage?**
  - **On the site of reactors or at MCC K-26 or Mayak?**
- **Will only wet (pool) storage need to be considered for spent MOX?**
- **What will be transportation casks in year ~2020**
- **BN-600 radial blanket spent fuel long term storage issues**

Note: This spent fuel work is currently (2004) on hold

Activities on Fabrication and Irradiation of MOX Fuel Assemblies with Weapon Plutonium for the BN-600 Hybrid Core

A. Bychkov, RIAR

November 2004

History (1)

- RIAR staff developed technology for WG Pu conversion to MOX fuel by pyroelectrochemical and vibropacking technologies for disposition in the BN-600 hybrid core
- These technologies were tested on 150 kg Pu-Ga:
  - **34 fuel assemblies for the BOR-60 reactor produced (and irradiated) on 1998-1999**
  - **9 fuel assemblies for the BN-600 reactor were produced, 6 were irradiated (1999-2003), 3 are under irradiation (since 2004)**
  - **6 fuel assemblies are under manufacturing (from Pu-Ga alloy) and 9 fuel assemblies will be produced from PuO_2 during 2005**

History (2)

- The technologies were tested with support of **CEA** (AIDA-MOX, Pu conversion, preliminary feasibility study) and **US DOE** (Pu conversion, waste treatment and some other points). Some technological tests were supported by "**Rosenergoatom**"
- Since 1999 Pu disposition options in the BN-600 hybrid core is supported by Japanese side (**JNC**):
  - **IPPE, OKBM, Beloyarsk NPP, RIAR and GSPI fulfilled a number of studies and experimental works for preparation of this option.**
  - **RIAR has three complex contracts with JNC**

Current status (1)

The collaboration with JNC (Japan) was started on the program of production and irradiation of 3 LTAs with vibropacked MOX-fuel for the BN-600 reactor, produced from military plutonium.

- 3 LTAs were irradiated on May 2000 –October 2001
- PIE completed on August 2004
- The program will complete on February 2005 by sending of the Final report

Current status (2)

Since 2001 JNC supports RIAR activity on modernization of MOX facilities. Main Tasks:

- **Upgrading of technological complex for production of MOX-fuel, fuel pins and Fuel Assemblies for the BN-600 reactor hybrid core**
- **Conversion of WG Pu into MOX-fuel - 0.3 ton Pu/year**

Total capacity of facilities:

- **MOX-fuel – 1800 kg per year**
- **Fuel pins – 40 pcs on shift period**
- **Fuel assemblies – 60 pcs per year**

Activity on this project met some difficulties so schedule were changed.

Modernization will be completed during 2005

Current status (3)

- Main conditions of MOX vibropack options introduction into the BN-600 were demanding to collect technological and irradiation statistics – it was necessary to irradiate 21 MOX LTAs additionally (as fixed on 2000).
- RIAR - JNC negotiations started on 2001.
- Contract of RIAR with JNC/PESCO (supported by MEXT) were signed on August 2004. Russian participants: RIAR, Beloyarsk NPP, IPPE, OKBM
- RIAR with support of “Rosenergoatom” manufactured 6 additional FAs (on 2002-2004) before the Contract.

Current status (4)

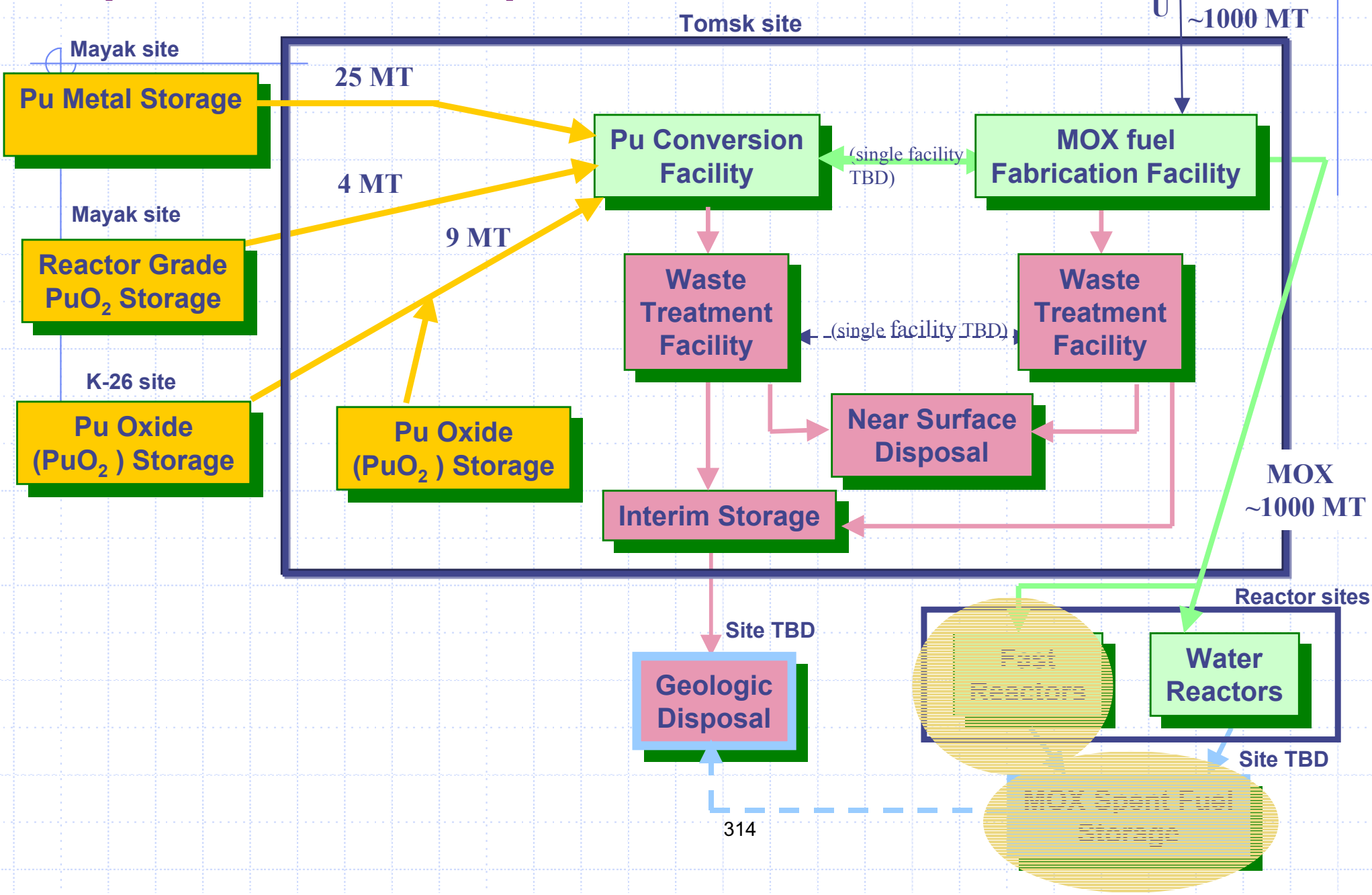
- **Main Tasks of 21 LTAs contract (RIAR-JNC/Pesco):**
  - **To produce 15 LTAs (2004-2005),**
  - **To irradiate 18 LTAs (2004-2007),**
  - **To make PIE for 3 LTAs irradiated in different conditions (2004-2008).**
  - **Totally: collect information on 21 LTAs production and irradiation including PIE.**
- **The works are continuing in schedule**

Unsolved problem:

Testing of vibropack option for WG Pu disposition started before signing of USA-Russia Agreement'2000 and included into first version Roadmap

- BUT! Political changing resulted to temporary exclusion of BN-600 vibropack option from consideration!
- Main unsolved problems now: WHAT WE MUST DO WITH IRRADIATED FUEL ASSEMBLIES CONTAINED MILITARY **Pu**?
- Expected amount:
  - **At RIAR - 34 irradiated fuel assemblies of the BOR-60 and 3 FAs of the BN-600 after PIE**
  - **At BNPP 12 FAs after irradiation**

Framework for Storage, Packaging and Transportation of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia



Possible decisions:

- Transportation of the BN-600 LTAs to Mayak Plant – and followed reprocessing. Storage of BOR-60 at RIAR. TO FORGET ABOUT Pu SOURCE!
- Creation of section for storage of BN-600 and BOR-60 fuel assemblies contained military Pu into one of storage place (Krasnoyarsk, Mayak, RIAR). TO REMEMBER INITIAL TASK OF WORK!
- RIAR proposal: to fulfill preliminary study of second options (by VNIPIET and others) for future choice of decisions.

Переработка оборотных продуктов и плутоний содержащих отходов, образующихся в производстве МОКС-топлива реактора БН-600

А.Н Лукиных, ФГУП ГНЦ РФ НИИАР

Введение

Начиная с 2005 г. в ГНЦ РФ НИИАР планируется освоить установку (комплекс) для производства МОКС-топлива и изготовления виброуплотненных твэлов реактора БН-600. Технологический процесс на комплексе будет начинаться с конверсии «оружейного» плутония (металлического сплава плутония – МСП) в диоксид плутония (с очисткой от америция и галлия) и заканчиваться выдачей готовых твэлов на комплектование ТВС в имеющейся автоматизированной линии в камере РФ-2. Объем переработки должен составлять ~350 кг плутония или 50 ТВС реактора БН-600 в год.

При переработке «оружейного» плутония образуются остатки и отходы, содержащие плутоний. Их необходимо либо перевести в топливо реакторов, либо провести их иммобилизацию в устойчивые формы, пригодные для длительного безопасного хранения.

Обсуждению этих вопросов посвящается настоящее сообщение.

1. Описание схемы для производства топлива

На данном этапе развития технологии получения МОКС-топлива предусматривается уменьшить долю потерь спецпродукции за счет извлечения ценных компонентов из некоторых материалов, которые ранее захоранивались без переработки. То есть в категорию оборотных продуктов включается дополнительно часть материалов, таких как пирографитовые изделия, фильтрующая ткань фильтров ФПП (фильтр Петрянова перхлорвиниловый) и ФПА (фильтр Петрянова ацетилцеллюлозный), пленки упаковочные, резина, ветошь, бумага. Их переработка позволит существенно уменьшить объем отходов, уменьшит потери спецпродукции, даст возможность проводить иммобилизацию большей части отходов в стабильные формы для длительного контролируемого хранения и захоронения, а значит и снизит влияние процесса получения топлива на окружающую среду.

С этой целью дополнительно предусматривается создание участка переработки технологических отходов.

Все эти участки, а также участок изготовления твэлов составляют Опытно-технологический комплекс по производству МОКС-топлива и вибротвэлов реактора БН-600 на зд. 180.

На установке изготовления топлива будут проводить основные технологические операции: растворение оксидов урана и плутония, электролиз с получением катодных осадков смешанных диоксидов урана и плутония, дробление катодных осадков, отмывку гранулированного топлива от соли-электролита, сушку, высокотемпературную отгонку остатков солей и влаги, рассев гранулята на фракции топлива, отбор проб и формирование партий. На установке будут перерабатываться оборотные продукты: растворы после отмывки гранулированного топлива в выпарном аппарате, загрязненная примесями соль-электролит (после нескольких циклов «растворение-электролиз») в хлораторе-электролизере, топливо из бракованных твэлов (также в хлораторе-электролизере). После переработки загрязненной соли-электролита примеси извлекают в виде концентрата фосфатов, который, в зависимости от массовых долей урана и плутония, может быть направлен на повторную переработку для доизвлечения ценных компонентов или на иммобилизацию в

стабильные формы. Кроме переработки оборотных продуктов на установке изготовления топлива будут проводить поглощение хлора из отходящих при растворении и электролизе газов, дезактивацию и вышлюзовывание контейнеров с готовым топливом для передачи на изготовление твэлов и дезактивацию возвратных контейнеров из-под оксидов урана.

2. Анализ методов подготовки оборотных продуктов и отходов к переработке и иммобилизации.

На проектируемой установке с производительностью до 350 кг Pu/год предусматривается расширить круг продуктов, определяемых как оборотные. Так, дополнительно в число оборотных продуктов должны входить:

- пирографитовые и графитовые изделия, имеющие контакт с расплавом солей и отработавшие ресурс;
- упаковочные и обтирочные материалы (пленки полиэтиленовые и поливинилхлоридные, ветошь, бумага);
- ткань аэрозольных боксовых вытяжных фильтров и технологических фильтров системы удаления газов из аппаратов;
- резина (шланги, прокладки, перчатки);
- гранулы из насадочных фильтров и ловушек.

Подготовка к переработке оборотных материалов должна начинаться с классификации и сортировки. Каждый вид (из перечисленных материалов) должен быть выделен и собран отдельно от других. Дальнейшие операции по их подготовке могут быть весьма разнообразными, и это зависит не только от свойств материалов, но и от возможности применения того или иного метода.

Наиболее радикальным превращением оборотных материалов является сжигание. При этом основная масса материала в газообразном состоянии может быть удалена в атмосферу (при соответствующей очистке), а ценные компоненты или требующие иммобилизации вещества будут сконцентрированы в небольшом объеме зольного остатка. Зольный остаток, в свою очередь, также должен пройти процедуру классификации, т.е., должен быть выполнен анализ на массовые доли урана и плутония и только после этого должно быть принято решение, перерабатывать его для извлечения топливных компонентов или непосредственно перевести в твердую стабильную форму.

При сравнительно небольшом объеме образующихся сгораемых оборотных материалов и с учетом ограничений по размещению оборудования в условиях НИИ установку производства МОКС-топлива должна удовлетворить печь производительностью ~0,1-0,5 кг/ч. При такой производительности масса крупки пирографита, образованной после измельчения отработавшей ванны хлоратора-электролизера, может быть сожжена в течение 2-10 суток. Для работы печи необходимо предусмотреть возможность непрерывной загрузки и дозирования сыпучего материала, а также варианты превращения подготавливаемых материалов в порошкообразный вид или гранулы.

Так, пленочные материалы (полиэтилен и поливинилхлорид) и резину, а также трубки из этих материалов можно превратить в порошок, подвергнув их глубокому охлаждению и, когда они потеряют эластичность, раздробив их в порошок или крупку. В крайнем случае, пленочные материалы, резину, бумагу и ветошь можно нарезать ножницами или другими устройствами для разрезания листовых материалов. Полученные кусочки с размерами стороны 5-10 мм уже могут быть использованы как «сыпучий» материал.

Из-за разнообразия видов оборотных материалов, по-видимому, не всегда возможно организовать их непрерывную загрузку и дозирование. То есть, печь для сжигания должна быть пригодной как для работы в непрерывном режиме, так и в режиме периодического действия. В этом случае возможны другие варианты подготовки материалов, а также появляется возможность

перерабатывать некоторые материалы без подготовки. Например, фильтрующую ткань фильтров ФПП вместе с хлопчатобумажным «каркасом» из марли можно спрессовать в брикеты, предварительно смочив ткань ацетоном, а брикеты сжигать в печи с периодической загрузкой. Целый ряд материалов может быть предварительно разрушен в концентрированной нагретой серной кислоте, а жидкий остаток после такой подготовки испарен и прокален в печи при разовой загрузке в каком-либо металлическом или керамическом тигле. Бумагу, ветошь можно загрузить в печь и сжечь даже без предварительной подготовки.

В конечном итоге, процессы подготовки сгораемых оборотных материалов к переработке или иммобилизации заканчиваются получением зольного остатка, представляющего собой смесь оксидов ценных компонентов (U, Pu и Am) и примесей (Al, Ca, Mg, Si, Fe, Ni, Cr и др). По-видимому, необходимо предусмотреть оперативный контроль массовой доли плутония в зольном остатке неразрушающим методом, так как необходимо классифицировать ее по величине массовой доли до и более 1%, а проводить анализ химическим способами представляется сложным и длительным. Более строго выбор метода контроля можно обосновать технико-экономическими оценками.

Предлагаемая принципиальная схема проведения операций подготовки оборотных материалов к переработке или иммобилизации представлена на рис. 1.

Гранулы из насыпных фильтров и ловушек могут быть выгружены и переданы для обработки в устройстве отмывки контейнеров, загружены в подходящий по объему контейнер с водой или раствором. При перемешивании насадки с возгонами в водном растворе в объеме контейнера солевые возгоны переходят в раствор. После отмывки раствор и насадку необходимо разделить, насадку высушить и вернуть в ловушку (насыпной фильтр), а раствор передать на выпарку совместно с раствором после отмывки гранулята.

Тем самым будет достигаться уменьшение объема отходов и уменьшение потерь спецпродукции.

Оценочные количества и характеристика материалов, требующих переработки (оборотных продуктов) приведены в табл. 1.

Таблица 1. Характеристика материалов, поступающих на переработку.

Наименование материалов	**Выход в технологическом процессе, кг/кг топлива**	**Максимальная удельная активность, Бк/кг материала**
Концентрат фосфатов	0,013	$1{,}5\times10^{9}$
Пирографитовые изделия	0,2	$2{,}3\times10^{8}$
Фильтры разные	0,13	$1{,}5\times10^{8}$
Пленки, ветошь, бумага, резина и др..	0,02	$1{,}0\times10^{8}$

Напомним, что концентрат фосфатов образуется при регенерации солевых расплавов, которую проводят после того, как в них накапливается существенное количество примесей. Регенерацию солей проводят в «штатном» технологическом оборудовании (в хлораторе-электролизере), затем концентрат извлекают из аппарата. После отмывки от солей или без нее концентрат контролируют на величину массовой доли плутония и принимают решение о непосредственной иммобилизации или о дополнительной переработке для доизвлечения плутония.

Для иммобилизации наиболее приемлемыми представляются варианты керамизации и остекловывания.

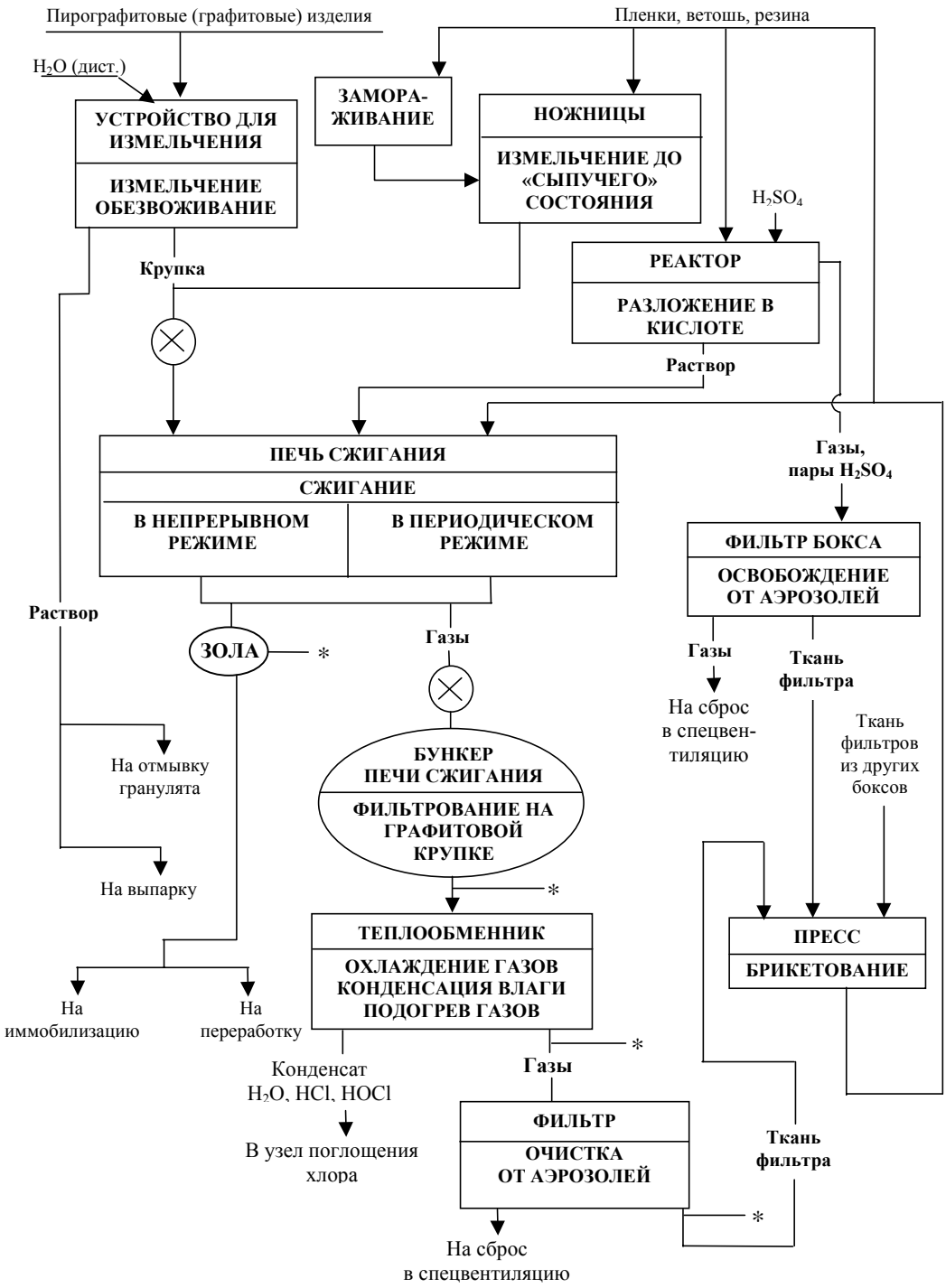


Рис. 1. Принципиальная схема операции подготовки оборотных материалов к переработке или иммобилизации (*точки контроля на содержание радионуклидов и особоопасных продуктов сгорания)

Концентрат фосфатов по своим исходным свойствам представляет собой порошкообразный материал – смесь фосфатов, нерастворимых в расплавах солей и в воде, обладающих высокой термической и химической стойкостью. Практически единственным признаком, отличающим концентрат фосфатов от материалов, пригодных для длительного хранения и захоронения, является его развитая поверхность, поскольку он находится в порошкообразном состоянии.

Представляется возможным придать ему компактность, если спрессовать навески с умеренным усилием (до 1500 кг/см^2) в брикеты (блочки, диски) и спечь прокалкой при умеренной температуре (850°С, провести керамизацию). Естественно, необходимо дополнительно изучить способность спеченного концентрата включать в себя и удерживать плутоний и другие актиниды при длительном хранении. Преимущества керамизации перед остекловыванием заключаются в отсутствии необходимости разбавлять отходы дополнительными компонентами (составляющими стеклофритты) и применении более просто и компактного оборудования.

Тем не менее, для корректного выбора способа иммобилизации фосфатного концентрата, содержащего плутоний, предусматривается в ходе опытной эксплуатации участка испытать способ остекловывания концентрата фосфатов как наиболее обоснованный к настоящему моменту.

3. Предложения по созданию оборудования и его размещению

Измельчение пирографитовых изделий и подготовка крупки к сжиганию

Для измельчения пирографитовых изделий представляется возможным создать частично механизированное приспособление. Оно должно содержать привод (электродвигатель и редуктор), патрон с режущей фрезой и вспомогательные приспособления для крепления, перемещения и фиксирования изделий в ходе резания.

Для сбора крошки должно быть предусмотрено пространство под столешницей бокса.

Редуктор и патрон для крепления фрезы могут быть установлены под столешницей бокса, а электродвигатель – вне бокса.

Для устранения сильного пыления при резании графита зону резания предусматривается орошать струей воды, а значит, крупка будет в воде. Воду (раствор солей, ранее захваченных пирографитовыми изделиями) необходимо зацикловать, используя для этого центробежный насос небольшой производительности. Насос предусматривается установить в боксе, а его привод (электродвигатель) – снаружи.

Перед сжиганием крупки она должна быть освобождена от воды (раствора) и высушена. Для этих операций нет недостатка в выборе вариантов, можно найти простые и эффективные.

Оборудование для измельчения пирографитовых изделий предположительно можно разместить в боксе на несколько рабочих мест: для приема и разборки тиглей с оснасткой и фильтров боксовых с оснасткой, для измельчения пирографитовых изделий в крупку и подготовки ее к сжиганию. Для приема крупногабаритных изделий и узлов он должен быть снабжен шлюзовым устройством.

Подготовка других сгораемых отходов к сжиганию

На данном этапе не предусматривается какая-то определенная последовательность подготовки других сгораемых материалов, но будут проводиться эксперименты с использованием простейших приспособлений. После выбора приемлемых приемов будет разработано и изготовлено необходимое оборудование.

Сжигание графитовой крупки, «сыпучих» и других сгораемых материалов.

Для сжигания графитовой крупки и других сгораемых материалов как приведенных в сыпучее состояние, так и без подготовки, прилагается разработать и изготовить печь, которая может работать как с бункером для дозированного питания сгораемым материалом (в непрерывном режиме), так и без бункера с периодической загрузкой. Для реализации различных вариантов сжигания материалов и для получения экспериментальных данных по образованию и нейтрализации опасных продуктов сгорания (диоксинов, фосгена, окиси углерода, хлористого водорода, хлорноватистой кислоты и др.) предусматривается наличие двух зон нагрева печи, расположенных в шахте печи друг под другом. При непрерывном сжигании пирографитовой крупки, когда образование опасных продуктов не ожидается, сжигание можно проводить в одной из двух зон. В случае, когда ожидается образование опасных продуктов сгорания, сжигание планируется проводить в нижней зоне, а в верхней (следующей по ходу потока газов) проводить дополнительный нагрев газов до 850-1000°С на насадке. В любом случае в печи получается зольный остаток из суммы оксидов U, Pu, Am и примесей из всех материалов. Зольный остаток выгружают из печи после ее остывания.

Для обработки отходящих газов требуется создать систему улавливания агрессивных продуктов сгорания и радиоактивных аэрозолей, включающую в себя фильтры, конденсатор и теплообменник.

Размещение печи сжигания сгораемых материалов необходимо в боксе на два или более рабочих мест, в том числе для приема и подготовки к сжиганию различных (кроме пирографита) материалов. Должна быть предусмотрена также возможность передачи зольного остатка (и его контроля на величину массовых долей топливных компонентов: U, Pu и Am) как на переработку для извлечения U и Pu в голову технологического процесса, так и на иммобилизацию.

Иммобилизация отходов.

Для осуществления керамизации концентрата фосфатов необходимы пресс с соответствующими приспособлениями для прессования порошков, а также печь с нагревателем, работающим в атмосфере воздуха. Пресс должен обеспечить переработку ~20-30 кг порошка/год, т.е. для этой цели пригоден лабораторный пресс с усилием до 10000 кгс с частичной механизацией. Если не удастся подобрать варианта покупного комплекта оборудования, в ГНЦ РФ НИИАР имеется прототип пресса, который после доработки может быть изготовлен на базе ГНЦ РФ НИИАР. Печь для сжигания спресованных блочков должна обеспечивать прокалку разовой загрузки до ~1кг. Такая печь с соответствующими приспособлениями может быть разработана и изготовлена в ГНЦ РФ НИИАР.

Поскольку иммобилизации должна подвергаться и часть зольного остатка после печи сжигания, должно быть предусмотрено устройство для смешивания концентрата фосфатов с оксидами. Это может быть смеситель небольшой емкости, прототипы такого устройства имеются в ГНЦ РФ НИИАР.

Оборудование для остекловывания концентрата фосфатов и зольного остатка в ГНЦ РФ НИИАР ранее не использовали. По-видимому, необходимо приобрести опытный плавитель, разработанный в ГНЦ РФ ВНИИНМ им. А.А. Бочвара или разработать новую систему с индукционным нагревом («холодный тигель»).

Целесообразно разместить оборудование для иммобилизации в одном боксе на 2-3 рабочих места. Кроме технологического оборудования в этом боксе должно быть предусмотрено хранилище на несколько контейнеров с промежуточными и конечными продуктами. Хранилище с соответствующей защитной необходимо из-за высокого содержания ^{241}Am в концентрате фосфатов и его накопления в ходе переработки других оборотных материалов и подготовки их к иммобилизации. Бокс должен быть снабжен системой передачи как промежуточных продуктов в него, так и готовых материалов на хранение и захоронение в соответствующих контейнерах.

Заключение

В сообщении содержится анализ известных методов подготовки отходов к их переработке, проведен предварительный выбор вариантов, предложена схема подготовки отходов к переработке в добавление к ранее используемым схемам. Если раньше к числу оборотных продуктов относились сметки, загрязненная соль и растворы после отмывки гранулята, то теперь добавляются сгораемые материалы, в том числе пирографитовые изделия после их использования. Предложены варианты подготовки материалов к сжиганию, варианты сжигания, схема очистки газов от опасных примесей.

Кроме способа остекловывания концентрата фосфатов предложена их керамизация. Этот процесс не требует «разбавления» радиоактивных материалов, не требует использования сложного оборудования, не приводит к образованию дополнительных факторов опасности (расплав стекла, аэрозоли).

Семинар по обзору контрактных и планируемых работ Ливерморской национальной лаборатории им. Лоуренса (США) с Российскими предприятиями и институтами.
15-18 ноября 2004 г., г. Санкт-Петербург

ПЕРЕРАБОТКА ОБОРОТНЫХ ПРОДУКТОВ И ПЛУТОНИЙ СОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В ПРОИЗВОДСТВЕ МОКС-ТОПЛИВА РЕАКТОРА БН-600

Лукиных А.Н.

ФГУП ГНЦ РФ НИИАР

Димитровград
2004

Начиная с 2005 г. в ГНЦ РФ НИИАР планируется освоить комплекс для производства МОКС-топлива и изготовления виброуплотненных твэлов реактора БН-600.

Технологический процесс на комплексе будет начинаться с конверсии «оружейного» плутония (металлического сплава плутония – МСП) в диоксид плутония и заканчиваться выдачей готовых твэлов на комплектование ТВС в имеющейся автоматизированной линии.

Объем переработки должен составлять ~350 кг плутония или 50 ТВС реактора БН-600 в год.

Одна из главных задач – отработка процессов обращения с оборотными продуктами и отходами комплекса.

Имеющийся опыт

Произведено около 6000 кг топлива, в том числе МОКС – топливо для реакторов БОР-60, БН-600

Конверсия оружейного плутония:
52 кг МСП – 205 кг МОКС-топлива; 34 ТВС БОР-60;
3 ТВС БН-600

76,6 кг МСП – 230 кг МОКС-топлива;
3 ТВС БН-600

Изучение состава, количества и характеристик, образующихся отходов

Разработка процессов подготовки отходов к длительному хранению и захоронению на модельных и реальных материалах на лабораторном уровне

Виды и характеристика твердых отходов

Наименование отходов	Удельное количество, кг/кг топлива	Максимальная удельная активность, Бк/кг отходов
По топливной части		
Концентрат фосфатов	0,013	$1,5 \cdot 10^{9}$
Металлоконструкции аппаратов	0,7	$1,6 \cdot 10^{7}$
Пирографитовые изделия	0,2	$2,3 \cdot 10^{8}$
Фильтры всякие	0,13	$1,5 \cdot 10^{8}$
Прочие отходы	0,02	$1,0 \cdot 10^{8}$
По твэльной части		
Металлоконструкции	0,3	$8,0 \cdot 10^{7}$
Оболочки бракованных твэл	0,04	$9,3 \cdot 10^{7}$
Прочие отходы	0,02	$1,0 \cdot 10^{8}$

Характеристика ЖРО

Наименование отходов	Количество $м^3$/год	Удельная активность, Бк/$м^3$
Растворы технологические из боксов	400	$1{,}15 \cdot 10^2$
Растворы дезактивационные: - по топливной части; - по твэльной части.	2400	 $(3{,}2 \div 37) \cdot 10^2$ $(0{,}5 \div 12) \cdot 10^2$
Вода техническая после охлаждения аппаратов	2800	$(0 \div 50) \cdot 10^2$

Характеристики газообразных отходов

Наименование отходов	Максимальное количество, $м^3/ч$	Максимальная удельная активность, $Бк/м^3$
Технологические газы из ХЭ	0,2	$1x10^8$
Технологические газы из аппаратов регенерации промывных растворов	0,1	$1x10^7$
Вентвоздух в боксах, в которых работают с открытым спецпродуктом: - суммарно в топливной части; - суммарно в твэльной части.	 200 300	 $1x10^8$ $1x10^7$
Вентвоздух из помещений второй зоны	250	$1x10^4$

Разработка процессов переработки и подготовки отходов к длительному хранению и захоронению на модельных и реальных материалах на лабораторном уровне

Показана возможность длительного контролируемого хранения отходов без переработки

Сжигание пирографита

Сжигание прочих горючих материалов (пленка, ветошь, резина)

Остекловывание фосфатных осадков

Керамизация фосфатных осадков

Рецикл хлора

Пирографитовые изделия

Отработанные пирографитовые изделия (тигли, катоды, перемешивающие и газоподводящие трубки) относятся к категории высокоактивных отходов

Удельный выход составляет 0,2 кг/(кг топлива).

Изделия, поступающие в переработку, дезактивируют с целью удаления захваченных солей и радионуклидов. После сжигания, золу от пирографита включают в керамические или стеклоподобные матрицы или возвращают в хлоратор-электролизер (в зависимости от содержания ядерных материалов). Газы после сжигания пирографита очищают от радиоактивных аэрозолей и выводят через систему спецвентиляции в атмосферу.

Процесс изучен на лабораторной боксовой установке и испытан на реальных отходах пирографита.

Подготовлен проект укрупненной демонстрационной установки: производительность установки по углероду должна составлять 0,1 кг/ч. Загрузка по пирографиту до 2 кг.

ОСТЕКЛОВЫВАНИЕ ВАО ПИРОЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ПРОЦЕССА ГРАНУЛЯЦИИ ТОПЛИВА

Характеристика образцов (модельные материалы)

№ образца	Состав образца (масс. доли), %				Вид образца	Плотность, г/см^3	Скорость выщелачивания г/(см^2*сут)
	стекло	фосфаты	хлорид натрия	фосфат натрия			
1	2	3	4	5	6	7	8
1	66.7	18.3	15	-	стекло-подобн.	3.0	$4.9*10^{-7}$
2	62.5	20.6	16.9	-	стекло-подобн.	3.0	$6.8*10^{-7}$
3	66.7	30	3.3	-	стекло-подобн.	2.7	$7.0*10^{-7}$
4	67	23	10	-	стекло-подобн.	2.7	$9.7*10^{-6}$
5	38.5	30.7	13	17.8	стекло-подобн.	3.0	$3.2*10^{-6}$

Фосфаты: $AlPO_4$ -20, $FePO_4$-20, $Co_3(PO_4)_2$-20,$CrPO_4$-20, $Ca_3(PO_4)_2$-20 (масс., %).
Стекло: $NaPO_3$ - 75, AlF_3 - 20, Al_2O_3 - 5 (масс., %)

НИЗКОТЕМПЕРАТУРНЫЙ РЕЦИКЛ ХЛОРА В ПИРОЭЛЕКРОХИМИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Разработан способ, в котором отходящие газы последовательно в три стадии проходят низкотемпературную обработку при давлении 0,9÷1,0 атм:

1) Осушка отходящих газов в адсорбционной колонне с насадкой из цеолита при -30°С.

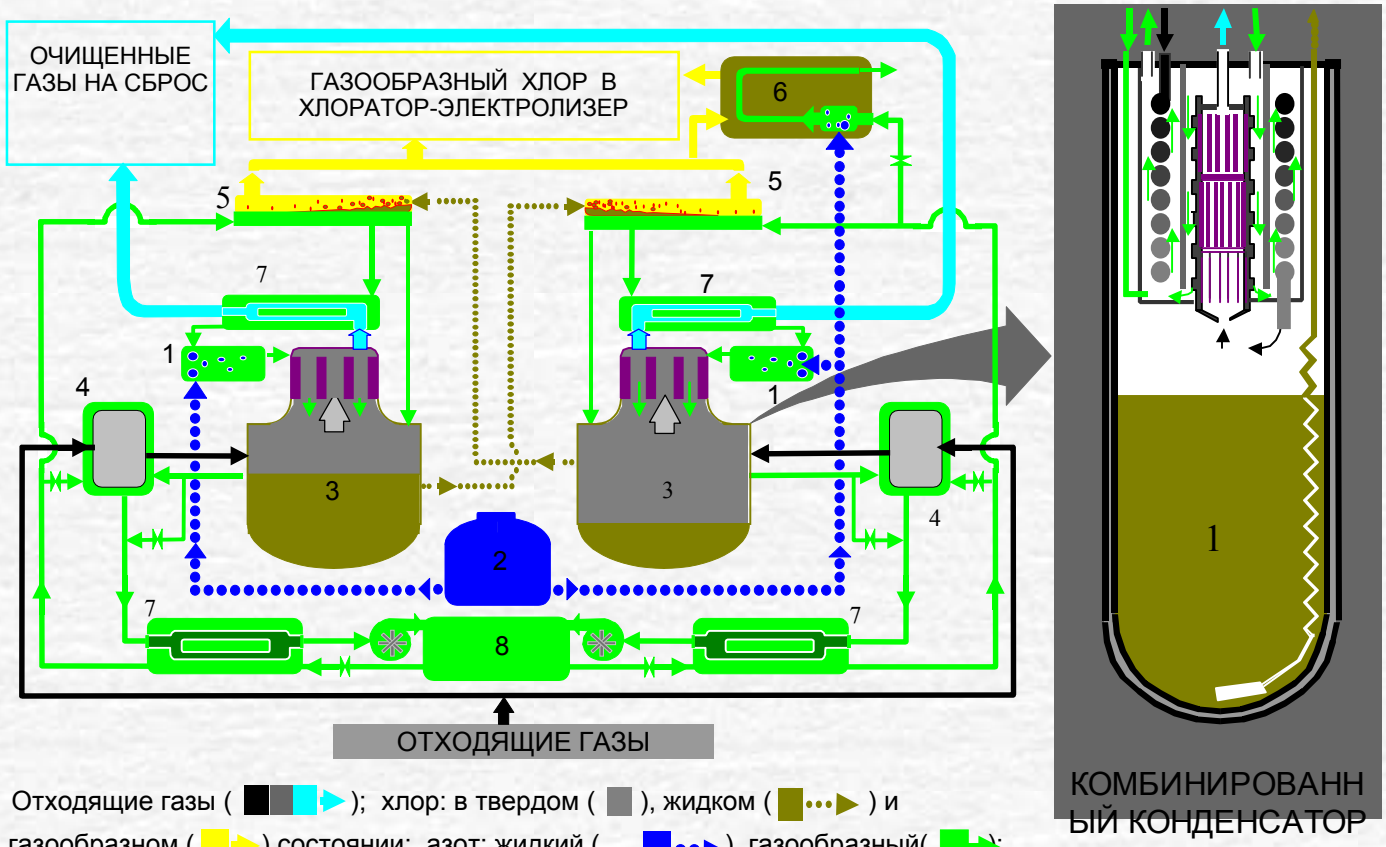
2) Конденсация основной массы хлора в конденсаторе жидкофазного осаждения при -95÷-100°С. Объемное содержание хлора в газах после обработки не превышает 2%.

3) Конденсация остаточной массы хлора в конденсаторе твердофазного осаждения при -100÷-180°С в твердую фазу. После третьей стадии отходящие газы содержат хлор ниже уровня ПДК.

Жидко- и твердофазное осаждение проводят в одном комбинированном конденсаторе.

ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ:

- **Главный процесс проводят в комбинированном конденсаторе высотой 1 м, диаметром 0,35 м при производительности 0,6 м3/ч по отходящему газу. Каждый из конденсаторов попеременно меняясь функциями ведет прием отходящих газов, а другой – оттаивание твердого хлора, выдачу хлора и подготовку к приему газов.**
- **Расход жидкого азота:**
- **при производительности 0,6 $м^3$/ч ..... Не более 3 кг/ч.**
- **При рекуперации холода ..... До 2 кг/ч.**
- **Концентрация хлора и радионуклидов на выходе из установки ..... Ниже норм ПДК**



Отходящие газы ( ); хлор: в твердом ( ), жидком ( ) и газообразном ( ) состоянии; азот: жидкий ( ), газообразный( ); отработавший хладоагент ( ).

1- испаритель жидкого азота; 2- узел подачи жидкого азота;3- комбинированные конденсаторы; 4- осушительные колонны с гранулами цеолита; 5- испаритель-теплообменник; 6- блок хранения хлора; 7- теплообменники; 8- узел рецикла газообразного азота.

Состав МОКС - комплекса

Участок конверсии:

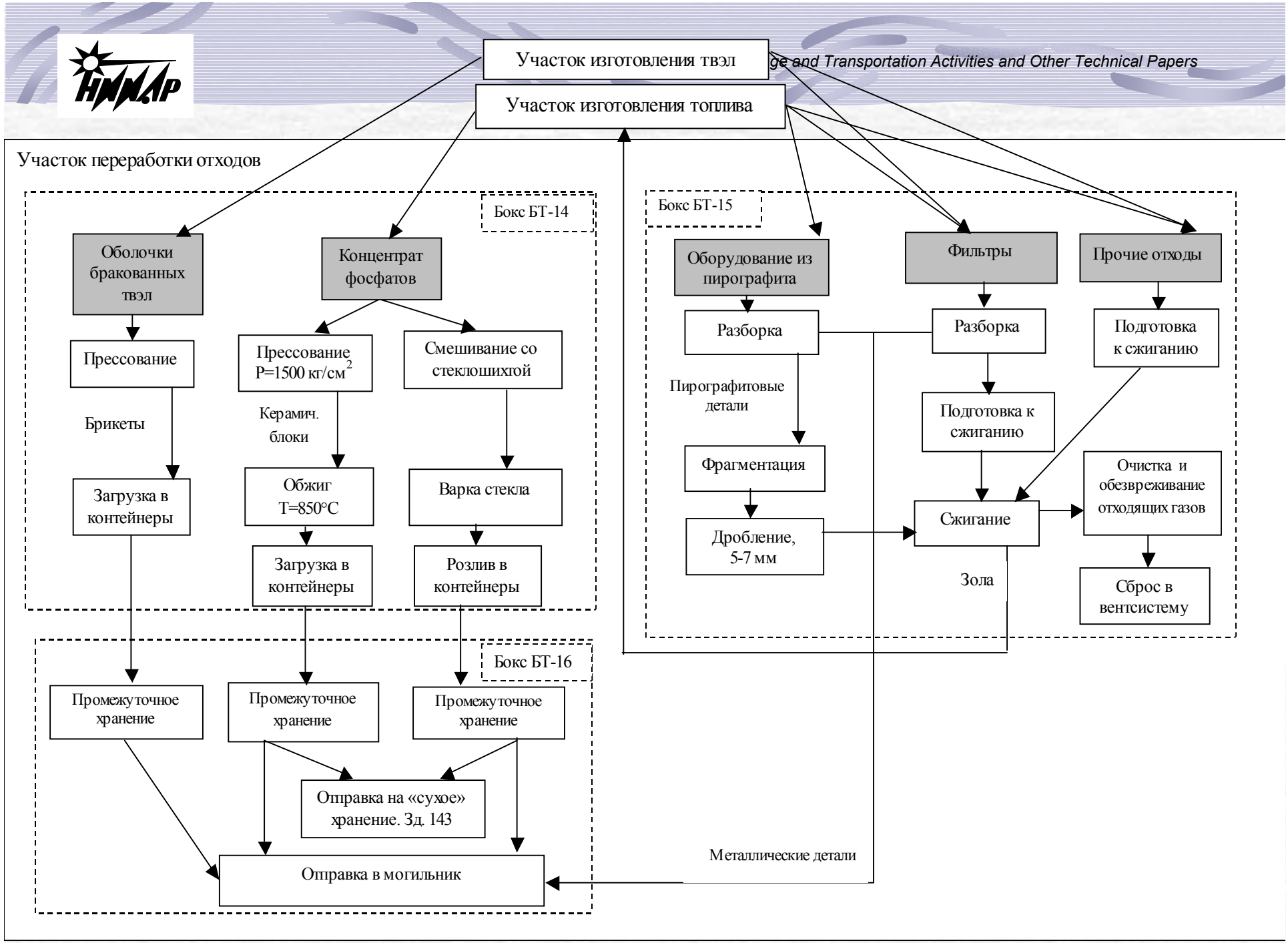
подготовка диоксида плутония с использованием самостоятельного хлоратора-осадителя в расплаве NaCl-KCl

Участок получения топлива:

растворение оксидов урана и плутония, электролиз с получением катодных осадков смешанных диоксидов урана и плутония, дробление катодных осадков, отмывку гранулированного топлива от соли-электролита, сушку, высокотемпературную отгонку остатков солей и влаги, рассев гранулята на фракции топлива, отбор проб и формирование партий, переработка оборотных продуктов

Участок изготовления твэлов и ТВС

Участок переработки отходов


Участок изготовления твэл
Участок изготовления топлива
Участок переработки отходов
Бокс БТ-14
Оболочки бракованных твэл
Концентрат фосфатов
Прессование
Прессование P=1500 кг/см2
Смешивание со стеклошихтой
Брикеты
Керамич. блоки
Загрузка в контейнеры
Обжиг T=850°C
Варка стекла
Загрузка в контейнеры
Розлив в контейнеры
Бокс БТ-15
Оборудование из пирографита
Фильтры
Прочие отходы
Разборка
Разборка
Подготовка к сжиганию
Пирографитовые детали
Подготовка к сжиганию
Фрагментация
Очистка и обезвреживание отходящих газов
Дробление, 5-7 мм
Сжигание
Зола
Сброс в вентсистему
Бокс БТ-16
Промежуточное хранение
Промежуточное хранение
Промежуточное хранение
Отправка на «сухое» хранение. Зд. 143
Металлические детали
Отправка в могильник

Технико-экономические показатели участка переработки отходов

Для обоснования затрат на создание оборудования участка переработки отходов приняты следующие технико-экономические показатели:

Производительность участка переработки отходов:

по сжиганию пирографитовых изделий…….~350 кг/год

иммобилизации концентрата фосфатов и золы…….~30 кг / год

Объем отходов, включая:

вентвоздух……4000 тыс.м^3/ год

твердых высокоактивных……2,5 м^3 / год

жидких……..3000 м^3/ год

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В докладе содержится анализ известных методов подготовки отходов к их переработке, проведен предварительный выбор вариантов, предложена схема переработки отходов.

Если раньше к числу оборотных продуктов относились сметки, загрязненная соль и растворы после отмывки гранулята, то теперь добавляются сгораемые материалы, в том числе пирографитовые изделия после их использования.

Кроме способа остекловывания концентрата фосфатов предложена их керамизация. Этот процесс не требует «разбавления» радиоактивных материалов, не требует использования сложного оборудования, не приводит к образованию дополнительных факторов опасности (расплав стекла, аэрозоли).

Processes of Treatment of Plutonium Containing Wastes Produced In BN-600 MOX Fuel Fabrication

A. N. Lukinykh, SSC RF RIAR

Introduction

Starting from 2005 it is planned to master the facility (complex) for the BN-600 reactor MOX-fuel production and vibropac fuel elements fabrication at SSC RF RIAR. The process at the complex will begin with weapon-grade plutonium conversion (metallic plutonium alloy – MPA) to plutonium dioxide (with purification from Am and Ga) and will end with delivery of finished fuel elements for FA assembling in the existing automated line of the RF-2 chamber. The extent of treatment must make up about 350 kg of plutonium or 50 FA of the BN-600 reactor per year.

Treatment of weapon-grade plutonium results in formation of plutonium-containing residues and waste. They must be either converted to reactor fuel or immobilized to stable forms suitable for long-term safe storage.

The present paper is devoted to discussion of the issues of treatment and waste immobilization.

1. Description of the flow chart for fuel production

At this stage of development of the MOX-fuel production technology it is envisaged to decrease the fraction of special products loss at the expense of removing valuable components from some materials that were previously disposed without treatment. It means that the category of recycles includes an additional portion of materials such as pyrographite products, filter cloth of PPF filters (perchlorvinyl Petryanov filter) and CPF filters (cellulose acetate Petryanov filter), packaging films, rubber, cleaning cloth, paper. Their treatment will allow considerable decrease of the waste amount, special products losses, will enable immobilization of most waste to stable forms for long controlled storage and disposal and, therefore, will reduce the effect of fuel production process on the environment.

For this purpose it is additionally envisaged to make the waste treatment section.

All these sections and the fuel element fabrication section form the experimental-technological complex of the BN-600 MOX-fuel and vibro fuel elements production in Bldg.180.

The following main technological operations will be performed at the fuel production facility: dissolution of U and Pu oxides, electrolysis resulting in cathode deposits of mixed U and Pu dioxides, crushing of cathode deposits, washing of granulated fuel from electrolyte-salt, drying, high-temperature distillation of salt residues and moisture, granulate sizing to fuel fractions, sampling and batch forming. The treatment of recycles will be performed at the facility: solutions after washing of granulated fuel in the evaporator, impure electrolyte-salt (after several “dissolution-electrolysis” cycles) in chlorinator-electrolyzer, fuel from rejected fuel elements (also in chlorinator- eletcrolyzer). After treatment of the impure electrolyte-salt the impurities are extracted in the form of phosphates concentrate that depending on mass fractions of U and Pu can be sent for repeated treatment to re-extract the valuable components or for immobilization to stable forms. Apart from treatment of recycles at the fuel production facility, there will be absorption of chlorine from gases exiting during dissolution and electrolysis, decontamination and locking of containers with finished fuel to be transferred to fabrication of fuel elements and to decontamination of reusable U oxides containers.

2. Analysis of methods for recycles and waste preparation for treatment and immobilization

It is planned to expand the range of products defined as recycles at the designed facility with the output up to 350 kg of Pu/year. So, the recycles must comprise in addition:

- pyrographite and graphite products that contact the salt melt and have exhausted the service-life;
- packaging and wiping materials (polyethylene and polyvinylchloride films, cleaning cloth, paper);
- cloth of the aerosol box exhaust filters and technological filters of the gas removal system;
- rubber (hoses, gaskets, gloves);
- granules from the packed filters and traps.

Preparation for recycles treatment must begin with classification and sorting. Each type (from the enumerated materials) must be formed and collected separately. Further preparatory operations can be rather diverse and it depends not only on materials properties, but also on possible application of one or another method.

The most radical conversion of recycles is incineration. In this event the basic mass of the material in a gaseous state can be removed to the atmosphere (with proper purification) and the valuable components or substances to be immobilized will be concentrated in the small amount of ash residue. The ash residue, in its turn, must be also subject to classification procedure, i.e. analysis for mass fractions of U and Pu. Only then the decision must be taken to perform its treatment for fuel components removal or directly convert it to the solid stable form.

Due to comparatively small amount of the formed burnable recycles and taking into account the limitations on equipment placement under Research Institute conditions, the incinerator with output of about 0.1-0.5 kg/h must satisfy the MOX-fuel production facility. At such an output the mass of pyrographite middlings formed after grinding of the spent chlorinator-electrolyzer bath can be incinerated within 2-10 days. For incinerator operation it is necessary to envisage continuous loading and batching of the loose material as well as the options of the prepared materials-to-powdery type/granules conversion.

So, the film materials (polyethylene and polyvinylchloride), rubber and tubes from these materials can be converted to a powder if they are subject to deep cooling and, after loss of elasticity, they are crushed into powder or middlings. At the worst, the film materials, rubber, paper and cleaning cloth can be cut with shears or other devices for cutting sheet materials. The formed pieces, 5-10 mm in size, can be used as loose material.

Due to diverse types of recycles it is not always possible to organize their continuous loading and batching. That is, the incinerator must be suitable for operation in both continuous mode and batch-type mode. In this case there are other options for materials preparation and even treatment of some materials without preparing. E.g., the filter cloth of PPF filters together with the cotton gauze carcass can be pressed to briquettes, if the cloth is pre-wetted with acetone, and the briquettes can be incinerated in the batch-load furnace. A whole series of materials can be pre-destroyed in the heated concentrated sulphuric acid and the liquid residue after such preparation can be evaporated and calcinated in the incinerator during single loading in any metallic or ceramic crucible. The paper, cleaning cloth can be loaded to the incinerator and burnt even without preliminary preparation.

Finally, the preparation processes of burnable recycles for treatment and immobilization end with production of ash residue, that is a mixture of oxides of valuable components (U, Pu and Am) and impurities (Al, Ca, Mg, Si, Fe, Ni, Cr, etc). Probably, it is necessary to envisage operative control of Pu mass fraction in ash residue by nondestructive method, as it must be classified by the mass fraction up to and more than 1%, and analysis by chemical methods seems to be complicated and long. Selection of the control method can be substantiated more strictly by technical and ecomonic estimations.

The proposed schematic diagram of recycles preparation for treatment or immobilization is presented in Fig. 1.

The granules from the granular filters and traps can be unloaded and transferred to the container washer, loaded to the suitable container with water or solution. When mixing the sublimates and packing in the aqueous solution in the container volume, the salt sublimates pass into the solution. After washing, it is necessary to separate the solution and packing, to dry the packing and return it to the trap (granular filter) and to transfer the solution for evaporation jointly with the solution after granulate washing.

This will result in decrease of waste amount and special products loss.

The estimated quantities and characteristics of the materials requiring treatment (recycles) are presented in Table 1.

Table 1. Characteristics of materials coming for treatment.

Name of materials	Output in process, kg/kg of fuel	Maximum specific activity, Bq/kg of material
Phosphates concentrate	0.013	1.5×10^{9}
Pyrographite products	0.2	2.3×10^{8}
Various filters	0.13	1.5×10^{8}
Films, cleaning cloth, paper, rubber, etc.	0.02	1.0×10^{8}

It should be noted that the phosphates concentrate is formed during salt melts regeneration that is performed after accumulation of considerable amount of impurities in the salt melts. The salts are regenerated in the regular production equipment (in chlorinator-electrolyzer), then the concentrate is removed from the apparatus. After washing from salts or without washing the concentrate is controlled for plutonium mass fraction and the decision is made on direct immobilization or additional treatment to re-extract plutonium.

Ceramization and vitrification are the best suited to the immobilization purposes.

According to the original properties a phosphate concentrate is a powder material that is a mixture of phosphates, which are water and molten salt-insoluble as well as exhibit thermal and chemical stability. The phosphate concentrate is distinguished from other materials, which are suitable for long-term storage and disposal by its developed surface because it is found in the powder state. The developed surface is practically the only distinguishing feature. It looks quite possible to make it compact by compressing the weighted amounts gently (up to 1500kg/cm^2) into briquettes (blocks and disks) and sintering at a medium temperature (850°C, to perform ceramization). Naturally, it is necessary to study the ability of the sintered concentrate to contain and retain plutonium and other actinides in long-term storage. The main advantages of the ceramization over the vitrification are the freedom form waste dilution with additional components (glass frits components) and usage of more ordinary and compact equipment.

Nevertheless the allowance is made for vitrification of the phosphate concentrate in the course of experimental operation as the most proved one to date in order to choose the right immobilization technique of the phosphate concentrate incorporating plutonium.

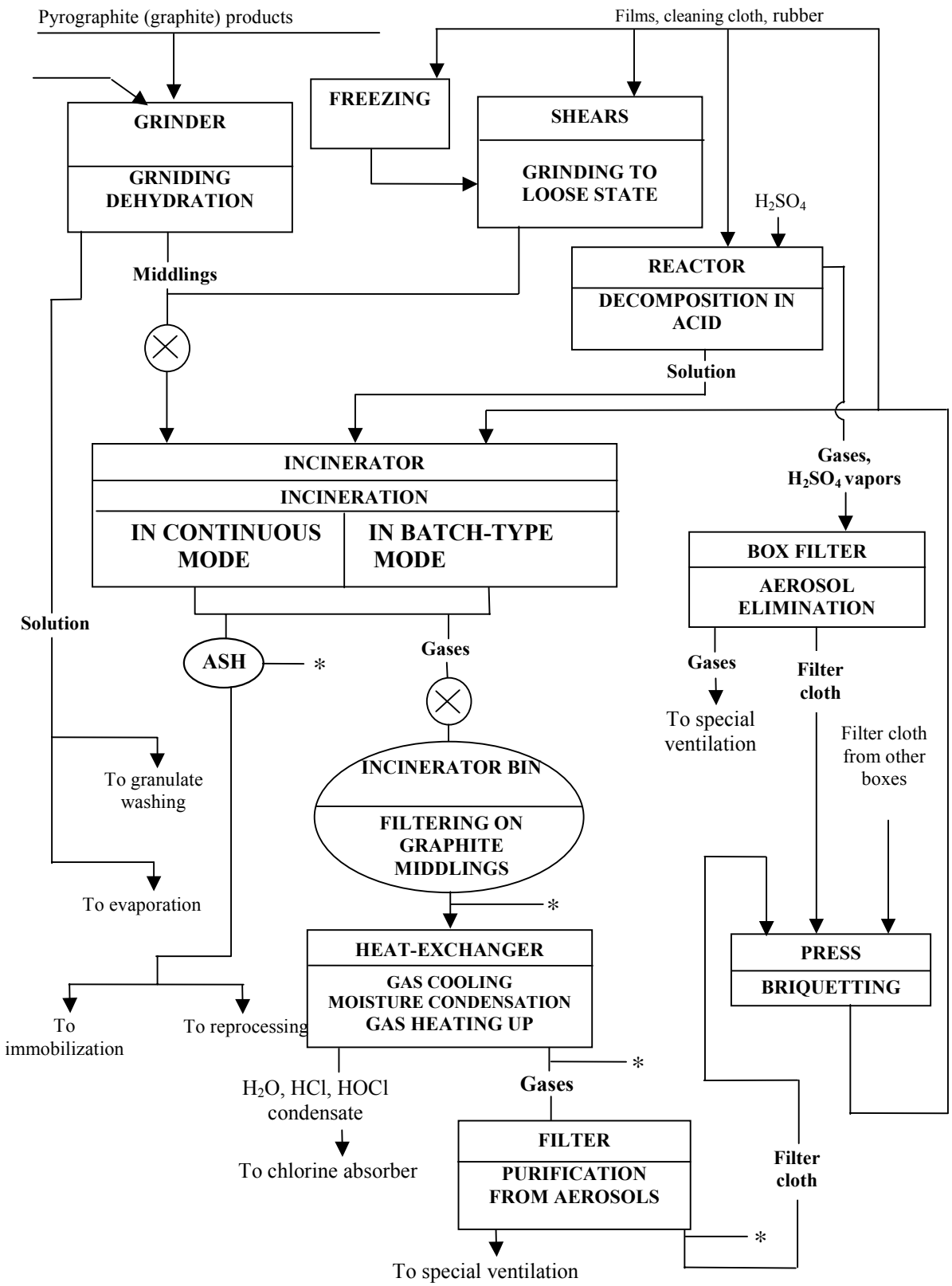


Fig. 1. Schematic diagram of recycles preparation for treatment of immobilization (*control points for content of radionuclides and super-hazardous combustion products.)

3. Proposals on equipment development and location

Pyrographite material grinding and preparation of middlings for incineration

It is quite possible to design a semi-mechanized device for pyrographite material grinding. It should incorporate the drive mechanism (electric motor and reduction gear box), chuck with grinding cutter and auxiliary fixtures and devices intended or fastening, displacement and clamping of products during cutting.

Provision should be made for the space under the glove box bedplate.

The reduction gear box and chuck for grinding cutter fastening can be placed under the glove box bedplate. It is possible to place the electric motor outside the glove box.

Allowance is made for irrigation of the cutting area to prevent heavy dusting during the graphite cutting. By this means the middlings will be in water. Water (solution of salts, which have been captured by the pyrographite products before) should be recirculated using the centrifugal pump of low delivery. The centrifugal pump is allowed to be placed in the glove box and electric motor from outside.

The middlings should be free from water (solution) and dried out before its incineration. There is a wide variety of techniques how to do it but it is possible to find the simple and effective ones.

Equipment designed for pyrographite product grinding is presumed to be arranged in the glove box. Several working places can be available. They are places for acceptance and disassembly of crucibles with fixtures as well as filters with fixtures, pyrographite product grinding and middlings preparation for incineration. The box should be provided with transfer chamber to accept bulky products and large-size units.

Preparation of other burnable waste for incineration

Provision hasn't been made for specific sequence of other burnable waste preparation. But it is planned to perform experiments using unsophisticated devices and equipment. All appropriate equipment will be designed and made after the selection of acceptable techniques.

Incineration of graphite middlings, loose and other burnable materials

It has been proposed that a furnace should be designed and made that can be operated with a bin providing dosed feed (in the continuous mode) or without bin (cycling loading) in order to incinerate the graphite middling and other burnable materials converted into the bulk form or unchanged. Provision is made for two heating areas arranged in the furnace stack under each other in order to try different options of material incineration and to obtain experimental data on generation and neutralization of hazardous combustion products (dioxin, phosgene, carbon oxide, hydrogen chloride, hypochlorous acid etc.). The pyrographite middlings can be incinerated in one of two zones when it is incinerated continuously and generation of hazardous products isn't expected. It is supposed that the middlings will be incinerated in the lower heating area when the generation of hazardous incineration products isn't expected. The upper heating area (the next one in the gas flow) is expected to be used for additional heating of gases up to 850-1000°C at the packed bed of granules. In any case there is an ash residue that is a combination of U, Pu, Am and impurities of all materials. The ash residue is drawn from the furnace after its cooling.

There is a need for special system to recover aggressive incineration products and radioactive aerosols that will incorporate filters, condenser and heat exchanger in order to provide treatment of off-gases.

The incinerator should be placed in the glove box and occupy two or even more workplaces including those intended for receipt and preparation of different materials (except for pyrographite) for incineration. Provision should be made for ash residue delivery (and its analysis for mass fraction values of such components: U, Pu and Am) both for reprocessing to recover U and Pu and immobilization. U and Pu are returned in the production process.

Waste immobilization

Ceramization of the phosphate concentrate requires for compacting press with its attendant equipment to provide powder compacting and furnace with a heater that can be operated in the air. The compacting press should allow for reprocessing of ~20-30 kg of powder in a year. So it is possible to use the laboratory-scale semi-mechanized compacting press providing the capacity of 10000kgs. If we fail to purchase the set of equipment, there is an original compacting press at the SSC FR RIAR that can be made in the RIAR after its redesign. The calcining furnace for compacted blocks should allow for sintering of a single batch to be up to 1 kg. Such furnace together with the attendant equipment can be designed and made at the SSC FR RIAR.

Provision should be made for the device providing mixing of phosphate concentrate and oxides because a portion of the ash residue should be a subject of immobilization after incineration in the furnace. It can be a mixing machine of low capacity. The originals (prototypes) of such machine are available at the SSC RF RIAR.

SSC RF RIAR hasn't been experienced in utilization of equipment for vetrification of the phosphate concentrate and ash residue. It seems the Institute needs to purchase an experimental melting apparatus designed at the SSC RF All-Russian Scientific Research Institute of Inorganic Materials or to design a new system provided with the inductive heating ("cold crucible").

It is reasonable to place the equipment designed for immobilization in one glove box using two or three workplaces. Allowance should be made for storage place available for several containers with intermediate and end products in addition to the production equipment. There is a need for storage facility provided with the adequate shielding because of high ^{241}Am content in the phosphate concentrate and its accumulation during treatment of other recycle materials and their preparation for immobilization. The glove box should be provided with a transfer mechanism that is designed for both the intermediate and end products. It should provide their transference for storage and disposal in the appropriate containers.

Conclusion

The present paper deals with the analysis of the well-known methods of waste preparation for treatment. The following work has been done also: preliminary selection of the treatment options and development of the waste preparation procedure as well as its addition to those procedures, which have been used before. Sweepings, contaminated salt and solutions resulted from the granulate washing have been among the recycles before, but right we they are going to add the burnable materials including the utilized pyrographite products after their use. Proposed were options of material preparation for incineration, incineration options, procedures of gas purification from hazardous impurities.

In addition to the phosphate concentrate vitrification proposed was also ceramization. The ceramization technique doesn't require any "dilution" of radioactive materials, usage of the sophisticated equipment and it doesn't result in production of hazardous factors (glass melt, aerosols).

Приборы и методы измерения радиоактивного загрязнения окружающей среды

В. Н. Потапов, С. М. Игнатов, Н. К. Кононов, О. П. Иванов

На примере результатов обследования населенных пунктов Брянской области пострадавших от аварии на ЧАЭС, изучения особенностей формирования отложений радионуклидов в поймах рек Теча и Енисей, обследования центрального зала VI блока ЧАЭС показаны возможности приборов и систем, работающих с использованием методов полевой радиометрии.

При проведении реабилитационных работ и защитных мероприятий на загрязненных территориях необходимо иметь детальную информацию о распределении радионуклидов в почве. Чтобы получить подробную карту загрязненных участков, необходимо провести большое число измерений способом, обеспечивающим хорошее пространственное разрешение. Основными требованиями к методам измерений являются их оперативность в сочетании с экономической эффективностью, т.е. каждое измерение должно быть дешевым, а также относительно простым и быстрым по исполнению. Этим требованиям удовлетворяют методы полевой радиометрии. Для обследования территорий, загрязненных радионуклидами, был разработан ряд радиометрических полевых приборов с коллимированными спектрометрическими детекторами [1-3]. Радиометр «КОРАД» [1] используется для определения поверхностной активности радионуклидов цезия в слое почвы толщиной до 25-35см. Он также позволяет оценивать толщину слоя, в котором содержится от 80 до 100% всего запаса цезия. Эти данные являются необходимыми и достаточными для расчета мощности эквивалентной (экспозиционной) дозы (МЭД) над загрязненной территорией. На рис.1 представлены данные, полученные этим прибором

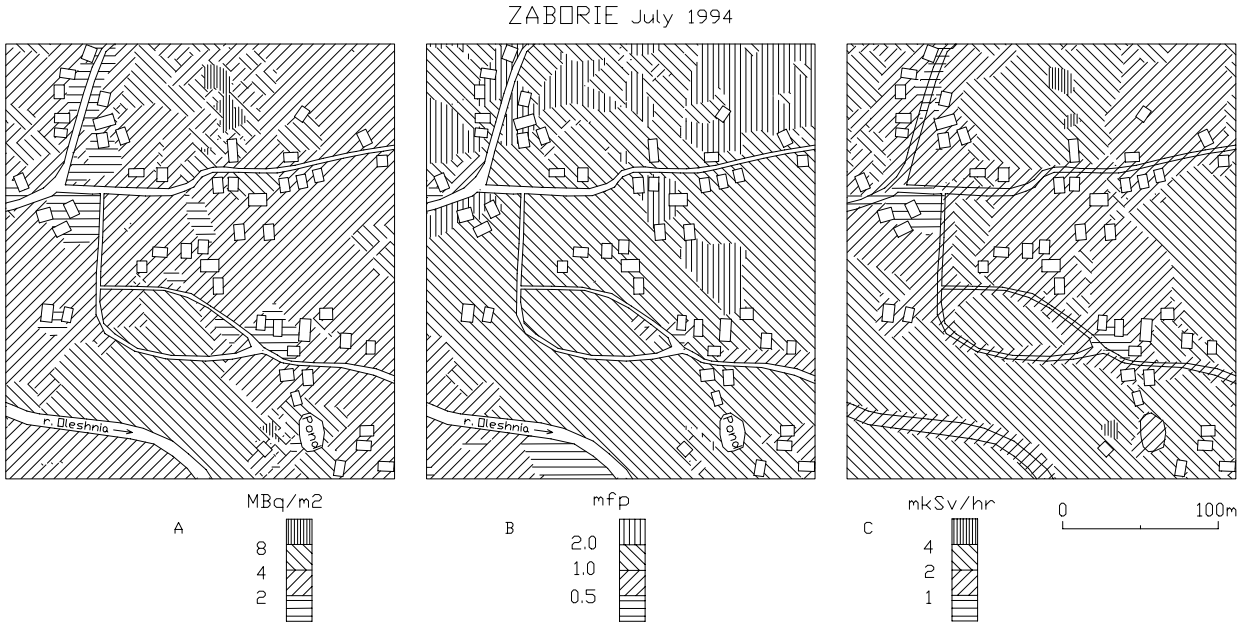


Рис. 1. Карты распределений поверхностной активности ^{137}Cs (*A*), его заглубления в почве (*B*) и мощности эквивалентной дозы (*C*) в юго-восточной части н.п. Заборье.

при обследовании н.п. Заборье (Брянская область), который пострадал в результате аварии на Чернобыльской АЭС. Здесь и далее величина заглубления цезия в почве приводится в длинах свободного пробега (дсп) излучения гамма-квантов с энергией 662кэВ. Результаты такого обследования могут быть использованы при оптимизации реабилитационных работ, проводимых на загрязненных территориях.

Этот прибор использовался также для обследования поймы реки Течи и Енисей. При измерениях на реке Енисей учитывался ландшафтный профиль обследуемой территории. Последнее обстоятельство дает дополнительную информацию при анализе русловых процессов, которая является важной при радиоэкологических исследованиях. На рис. 2 представлены данные по обследованию ландшафтного профиля правого берега Балчуговской протоки реки Енисей.

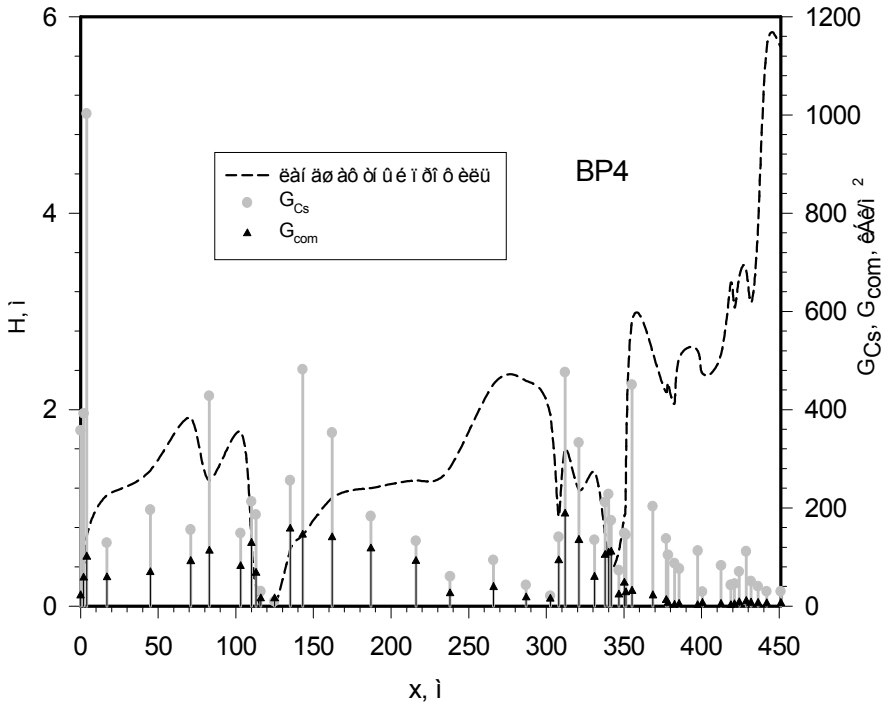


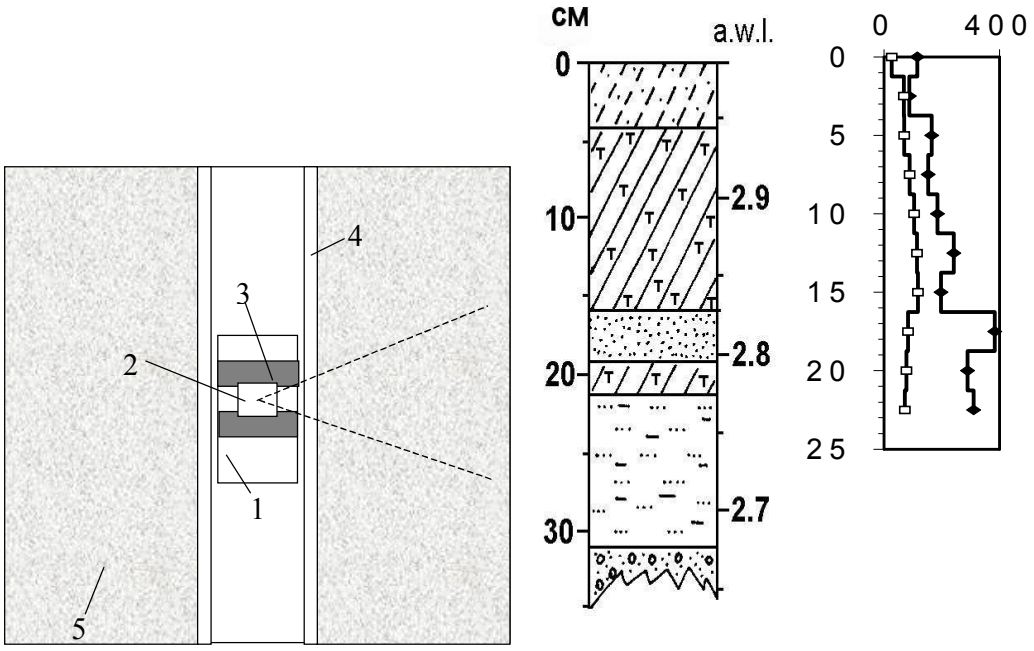
Рис. 2. Распределение плотности загрязнения радионуклидов ^{137}Cs (G_{Cs}),^{60}Co и ^{152}Eu (G_{com}) вдоль ландшафтного профиля правого берега Балчуговской протоки реки Енисей (август 2000 г.).

Оценка толщины слоя радиометром «Корад» является важной, но недостаточной информацией для детального обследования пойменных участков рек. Для выявления особенностей аллювиальных отложений порой необходимы данные о распределении радионуклидов по глубине с высоким пространственным разрешением.

Для этих целей применялся погружной коллимированный детектор [2], который позволяет измерять профиль распределения удельной активности радионуклидов в почве по глубине. На рис. 3 представлены результаты и схема измерения погружным детектором. Эти измерения были выполнены на острове Черемухов (р. Енисей).

Следует обратить внимание на почвенную литологию в точке измерения. Из рис. 3 видно, что пространственное разрешение погружного детектора достаточно высокое, что позволяет выявлять корреляционную зависимость между величиной активности радионуклидов и литологией аллювиальных отложений.

Спектрометрические детекторы, погружаемые на дно водоема или реки, значительно расширяют возможности изучения радионуклидного загрязнения донных отложений [3]. Методика обработки спектрометрических данных подводного детектора позволяет,



а) б) в)

Рис. 3. а) Схема измерения профиля распределения радионуклидов в почве по глубине погружным детектором. 1 – корпус детектора; 2 – сцинтилляционный кристалл; 3 – свинцовый дисковый коллиматор; 4 – обсадная труба; 5 – почва. б) литология почвенного разреза на о. Черемухов (р. Енисей); в) Профили распределений удельной активности (Бк/кг) радионуклидов ^{137}Cs (♦) и обобщенной активности ^{152}Eu и ^{60}Co (€), измеренные погружным детектором в месте расположения почвенного разреза.

подобно радиометру «Корад», получать информацию о характеристиках радионуклидного загрязнения донных отложений. На рис. 4 приведены результаты обследования донных отложений реки Ипуть (Брянская область).

Аналогичные данные были получены для профилей более или менее тихих заводей и проток на реке Енисей. На характер донных отложений оказывает влияние профиль дна, изменение величины скорости течения воды и наличие водной растительности.

Ниже рассмотрен класс задач, для которого методы радиометрии также нашли свое применение. Эти примеры относятся к вопросам реабилитации временных хранилищ радиоактивных отходов (ВХРАО) и обследованию помещений, загрязненных в результате аварий на ядерно-технических объектах.

Одним из наиболее эффективных способов обследования в этих ситуациях является использование дистанционных методов измерений с помощью коллимированных детекторов. Автоматизированная система, предназначенная для дистанционного способа оценки радиационной обстановки внутри загрязненных помещений или на территориях, где проводятся работы по ликвидации радиоактивных отходов, получила название гамма-локатора (ГЛ) [4,5]. Принцип действия такой системы основан на получении аппаратурного спектра излучения, регистрируемого в пределах узкого телесного угла коллиматора детектора $\Delta\Omega$ (см. рис.5а). Коллимированный детектор помещается на поворотное устройство, управляемое компьютером по заданному сценарию.

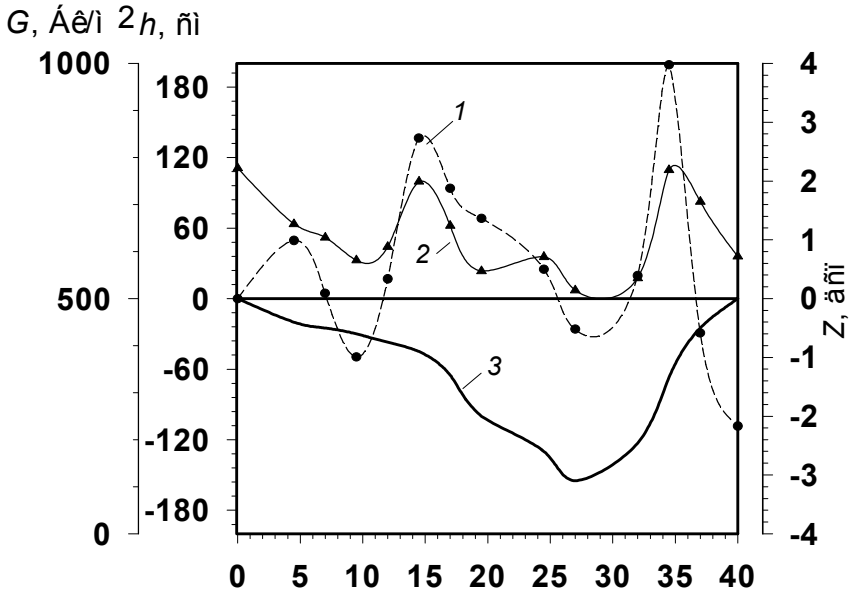
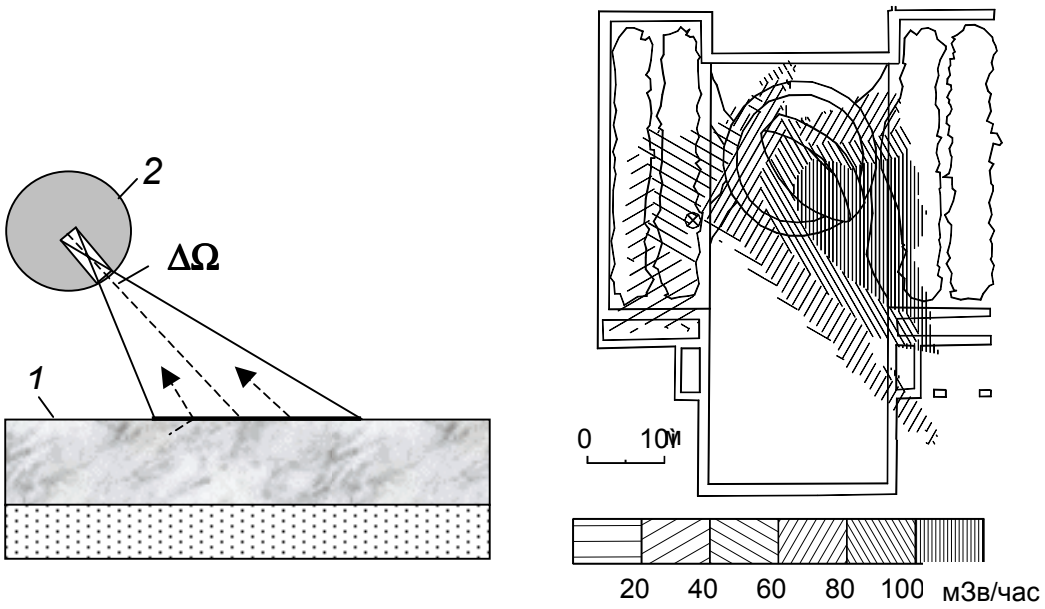


Рис. 4. Распределение ^{137}Cs в донных отложениях р.Ипути (Старые Бобовичи, июль 2000 г.): 1-плотность загрязнения ^{137}Cs (*G*); 2- величина заглубления цезия (*Z*); 3-профиль дна реки (*h*)

По результатам сканирования объекта с помощью специального алгоритма восстанавливается картина радиационной обстановки внутри обследуемого помещения или вокруг исследуемой территории. Такой способ контроля радиационной обстановки порой является единственно возможным, поскольку осуществляется без непосредственного участия человека. Этот способ применялся, в частности, при обследовании центрального (реакторного) зала VI блока ЧАЭС, где уровни МЭД в некоторых областях превышали 100Р/час (~1Зв/час). На рис. 5 показана схема измерения коллимированным детектором элемента поверхности помещения (а) и данные по распределению МЭД в одной из горизонтальных плоскостей (б), полученные по результатам сканирования реакторного зала.

Помимо восстановленного распределения МЭД в центральном зале с помощью данных измерений ГЛ оценивалась как поверхностная, так и суммарная активность радионуклидов цезия, распределенного в завалах, кучах радиоактивного мусора, на поверхностях стен и других объектах помещения.

Способ контроля радиационной обстановки с помощью измерений ГЛ использовался при проведении реабилитационных работ на территории ВХРАО [5]. ГЛ располагался на высоте 25м над уровнем земли для того, чтобы иметь обзор, позволяющий контролировать территорию площадью ~2га. На рис. 6 показан фрагмент карты распределения МЭД над контролируемой территорией на высоте 5м над уровнем земли. Метод восстановления МЭД базируется на первоначальном определении активности эквивалентного поверхностного источника излучения по результатам спектрометрических измерений детектора ГЛ и последующего вычисления МЭД в заданных горизонтальных плоскостях. Вычисление МЭД осуществляется на основании предварительных данных, полученных методом Монте-Карло. Результаты сравнений значений МЭД измеренных дозиметром и восстановленных указанным способом показали, что точность такого способа контроля, как правило, не хуже 20-30%.



а) б)

Рис. 5. а) Схема измерения ГЛ участка загрязненной поверхности объекта (помещения): 1 – поверхностный или объемный источник излучения; 2– коллимированный спектрометрический детектор. б) Распределение мощности эквивалентной дозы в плоскости на уровне расположения ГЛ. ⊗ – место установки при измерениях в реакторном зале

Следует отметить, что в рассматриваемой ситуации основной интерес представляли области вне территории ВХРАО, особенно на больших высотах над уровнем земли. В этих областях пространства наблюдается заметный вклад в МЭД рассеянного в воздухе излучения. На больших расстояниях от источников ВХРАО восстанавливаемые значения МЭД имели точность, не превышающую 15%. Объясняется это тем, что реальные источники излучения, расположенные на территории ВХРАО при восстановлении МЭД заменялись эквивалентными поверхностными

источниками, которые по форме и размерам могли заметно отличаться от реальных. Поэтому вблизи таких источников реальные значения МЭД в большей степени отличались от восстановленных, однако на больших расстояниях от них этот фактор становился не существенным.

По результатам измерений ГЛ можно выделять области территории ВХРАО с теми источниками излучения, которые дают основной вклад в МЭД в определенных точках пространства. Очевидно, что такие данные важны для осуществления эффективных защитных мероприятий при проведении реабилитационных работ, поскольку известно какие области территории (источники) какой дают вклад в МЭД.

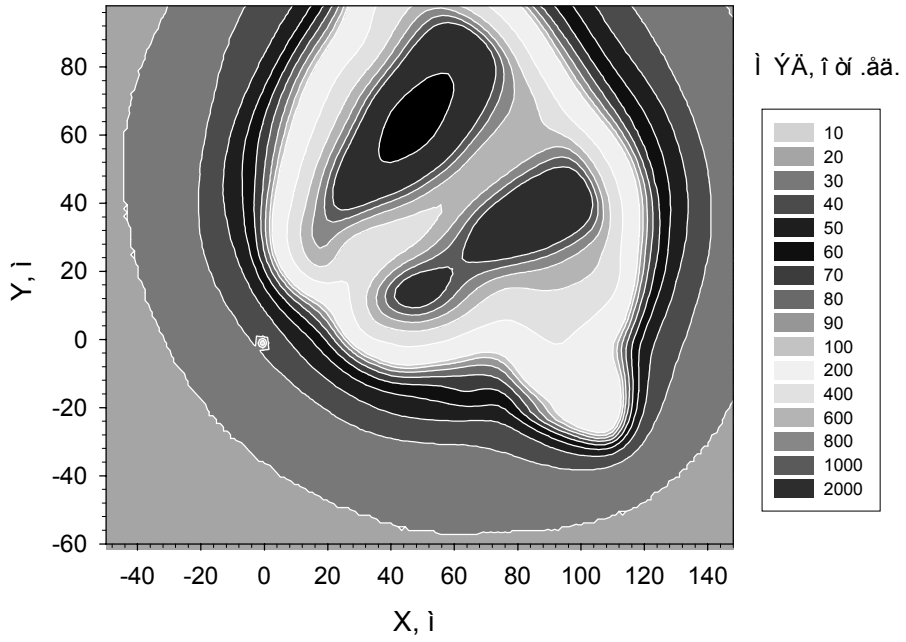


Рис. 6. Карта распределения МЭД над территорией ВХРАО в горизонтальной плоскости, расположенной на высоте 5м над поверхностью земли. Гамма-локатор располагался на высоте 25м над уровнем земли и на изображенной горизонтальной плоскости XY имел координаты (0,0).

Таким образом, представленные результаты показывают, что методы полевой радиометрии позволяют оперативно получать необходимую информацию об основных характеристиках загрязнения радионуклидами почвы, донных отложений, аварийных объектов и т.д. Такая информация может быть использована при решении многих задач радиоэкологического характера, при выполнении реабилитационных мероприятий и ликвидаций последствий аварий на ядерно-технических объектах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. A.V.Chesnokov,A.P.Govorun,V.I.Fedin et al. Method and device to measure ^{137}Cs soil contamination in-situ, Nucl. Instr. and Meth. A. 420, Nos. 1-2, pp. 336-344, 1999.
2. V.N. Potapov,O.P. Ivanov,V.M. Chirkin et al. “A Dip Detector for In Situ Measuring of Cs-137 Specific Soil Activity Profiles” *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, vol.48, no 4, pp.1194-1197,2001.
3. В.Н. Потапов,.С.М. Игнатов,.В.М. Чиркин, и др. Радиометрический способ измерения активности радионуклидов ^{137}Cs в донных отложениях с использованием водного погружного детектора. Атомная Энергия. 2001, Вып.3, т.9, с. 216-222.
4. В.Н. Потапов,. А. В. Чесноков, С.Б Щербак,. Расчет распределения мощности эквивалентной дозы на основе данных, полученных с помощью гамма-локатора. Атомная энергия. 2002, т.92, Вып. 4, с. 324-332.
5. V.N.Potapov,N.K. Kononov,O.P. Ivanov et al. The system for monitoring of main dose rate sources for application at rehabilitation works. WM'04 Conference, February 29 - March 4, 2004, Tucson, AZ.

Instruments and Methods for Measurements of Radioactive Contamination in Environment

V. N. Potapov, S. M. Ignatov, N. K. Kononov, O. P. Ivanov, Kurchatov Institute, Moscow

Devices and systems for measurements of radioactive environment contamination based on field radiometry methods are described. Results of their application in settlements of Bryansk region, at studying of radionuclide deposit at flood-planes of Techa and Yenissei rivers are presented. The applications of systems for remote contamination measurement and dose rate calculation in central hall of destroyed Chernobyl reactor and at territory of rehabilitation works in Kurchatov Institute are considered also.

During rehabilitation works and countermeasures at contaminated territories the detail knowledge on radionuclide distribution in the soil is very important. To create detailed map of contaminated areas the huge number of measurements with method that provide high spatial resolution must be carried out. The main requirement to method of such measurement are fast . . . and economic efficiency, that means that every measurement must be chip and quick in application. The methods of field radiometry can fulfill these requirements. For the studying of the territories contaminated with radionuclides a set of field radiometric devices with collimated spectrometric detectors was developed [1-3].

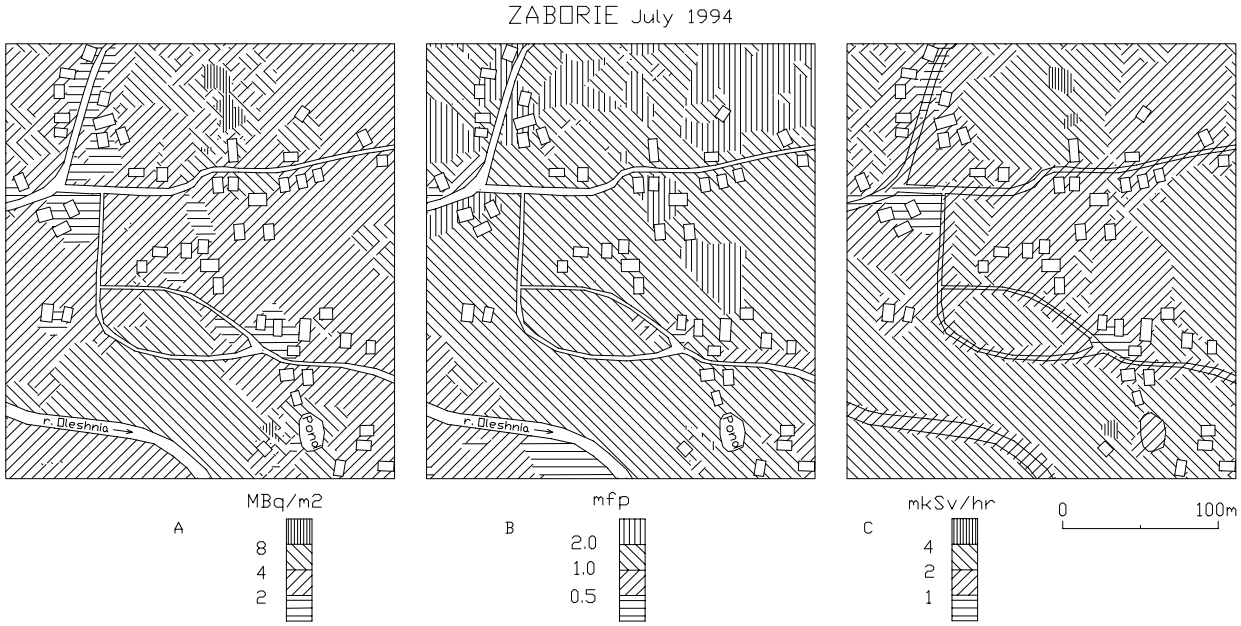


Fig. 1. Maps of distributions for: ^{137}Cs surface activity (*A*), depths of contamination in the soil (*B*) and equivalent dose rate (*C*). Measurement at South-East of Zaborie settlement.

The Fig. 1 presents the results, which were obtained with device CORAD during measurements in Zaborie settlement (Bryansk region, Russia) which is placed in zone contaminated after Chernobyl disaster. The depth of contaminated with cesium layer of soil is given here and later in mean free path

(mfp) of gamma quanta with energy 662 keV. The results of such measurement may be very important for optimization of rehabilitation activity at contaminated territories.

The device CORAD was used for studying of contaminations of flood-lands of Techa river and Yenisei river. During measurements at Yenisei river the landscape profiles were taken into account. They have given additional information about stream processes, which is important for radio-ecological studies. The Fig. 2 presents the data of studying of landscape profile on right bank of Balchugovskaya stream of Yenisei river.

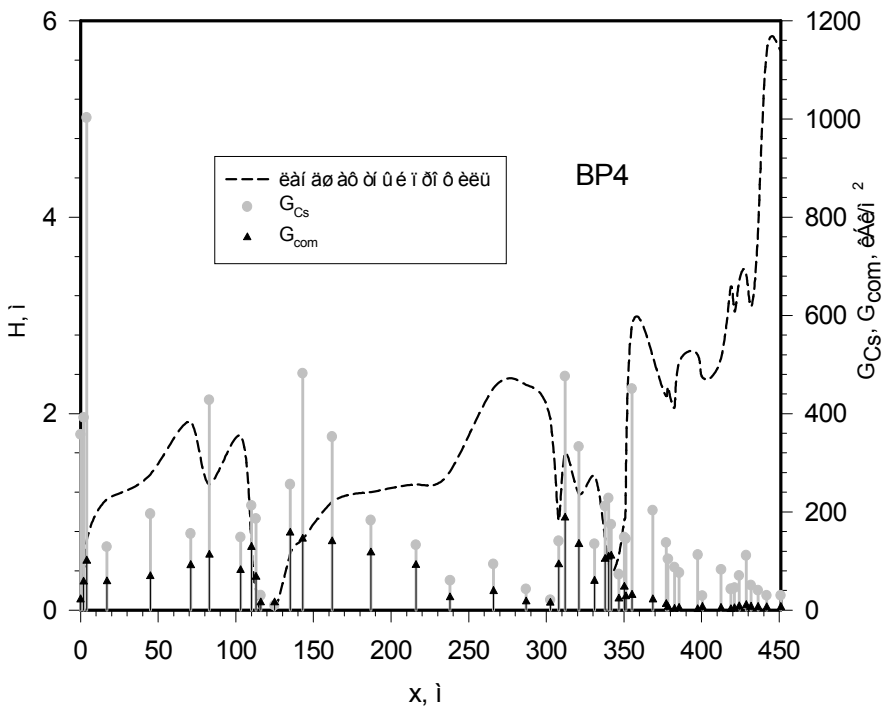


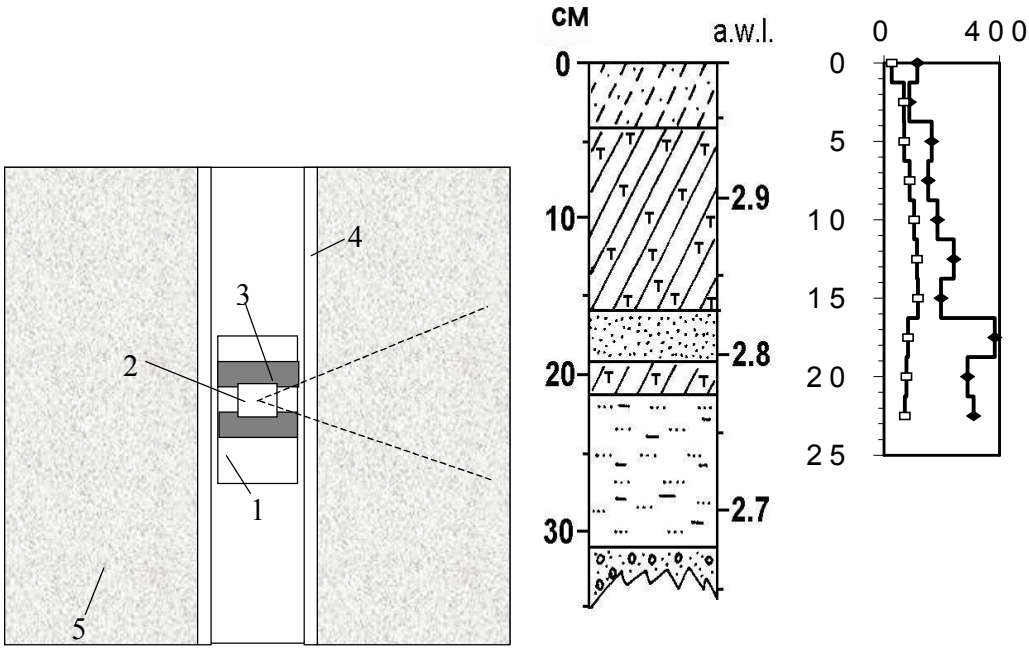
Fig. 2. Distribution of surface activity of contamination with ^{137}Cs (G_{Cs}),^{60}Co and ^{152}Eu (G_{com}) along landscape profile on right bank of Balchugovskaya stream of Yenisei river (August 2000).

The thickness of contaminated soil layer estimated with device is important but insufficient information for detail description of contamination at flood-lands of rivers. To establish the peculiarities of alluvial deposit it is necessary to have data of nuclide distribution in upper soil layer with high spatial resolution.

To solve this task the penetrating collimated detector was used [2]. This device is intended for measurement the profile of distribution of specific activity of radionuclides along soil depth. The scheme of measurements with penetrating detector and some results are presented in Fig. 3. The measurements were carried out at island Cheremuhov (Yenisei river).

The figure presents soil lithology at position of measurement point. The comparison of lithogical profile and specific activity distribution shows that high spatial resolution of penetrating detector allows recognizing of correlation between value of radionuclide activity and the lithology of alluvial deposit.

The application of under water spectrometric detectors for studying of the contamination bottom sediments with radionuclides provides the possibility to obtain new data [3]. The method



A) B) C)

Fig. 3. A) Scheme of measurement of depth profile of radionuclides in the soil with penetrating detector. 1 – detector's case; 2 – scintillating crystal; 3 – lead-disk collimator; 4 – обсадная труба; 5 – почва. B) Lithology of studied soil profile at island Cheremuhov (Yenissei river). C) Distributions of specific activity (Bq/kg) of ^{137}Cs nuclides (♦) and generalized specific activity of ^{152}Eu and ^{60}Co (€), measured with penetrating detector along this soil profile.

of spectrometric data processing allows obtaining information on characteristics of radionuclide contamination of sediments like device CORAD. The Fig. 4 presents the results of bottom sediments contamination studying at river Iput' (Bryansk region).

The similar data were obtained for profiles of side streams and заводь at Yenissei river. The character of structure of bottom sediments is influenced by profile of depth, gradients of water velocity in stream, presents of water plants.

Feather, some problems for using of radiometry methods are considered.. These problems are connected with rehabilitation of temporal radwaste storage (TRWS) and studying of objects and building contaminated after accidents at nuclear objectsЭти примеры относятся к вопросам реабилитации временных хранилищ радиоактивных отходов (ВХРАО) и обследованию помещений, загрязненных в результате аварий на ядерно-технических объектах.

One of the most effective approaches to studying in such situations is the application remote measurement methods based on using of collimated detectors. The computer controlled system for remote estimation of radiological situation in contaminated buildings and contaminated territories where works on removing of radwaste are carried out, so called gamma locator was developed [4, 5]. The operation of this system is based on acquisition of apparatus spectra of radiation detected in limits of small solid angle of collimator (see Fig. 5A). Collimated detector is mounted on pan and tilt table, which is controlled by computer according preliminary selected scenario.

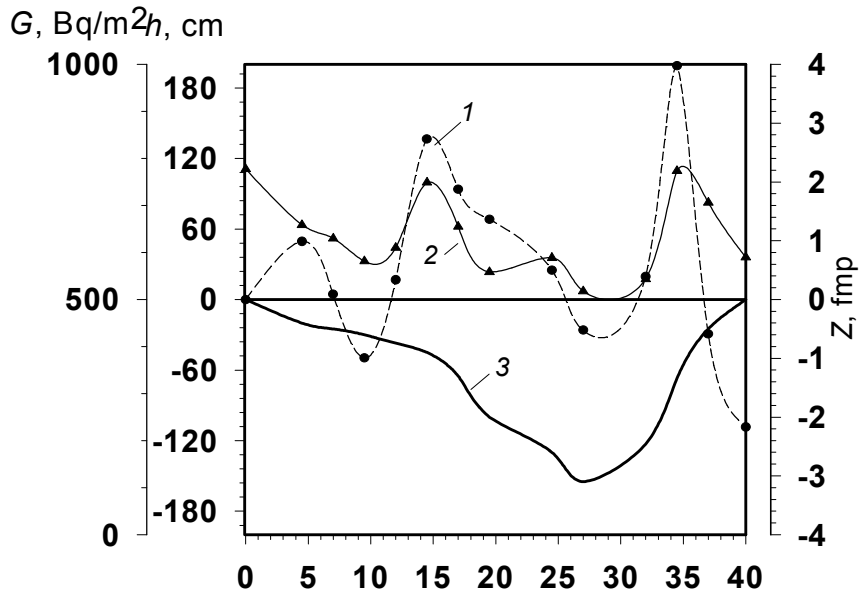
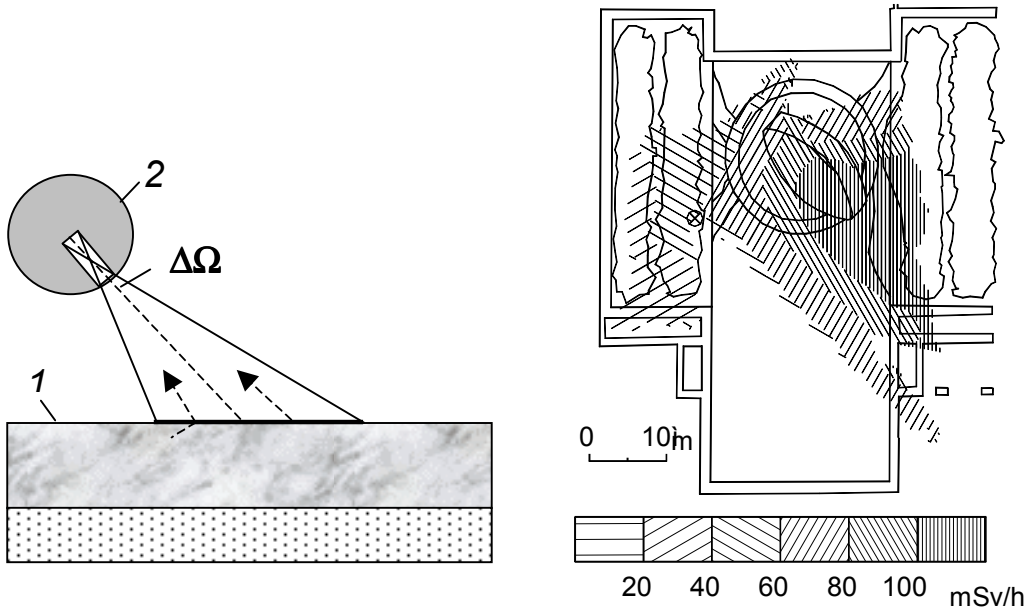


Fig. 4. Distribution of ^{137}Cs in bottom sediments of Iput river (Starie Bobovichi, July 2000): 1– surface activity of contamination (*G*); 2–depth of contaminated layer (*Z*); 3–river bottom profile (*h*).

The results of scanning of the contaminated objects are used for reconstruction of radiological situation inside and around studying building or territory on basis of special algorithms. Such way of studying radiological situation may be in some cases the only possible approach, because it is carried out remotely, without personal. This way was applied for studying of destroyed central hall of 4-th unit of Chernobyl NPP. In some areas of this hall EDR levels were higher then 100R/h (~1Sv/h). In Fig. 5 the scheme of measurements with collimated detector of contaminated surfaces (A) and map of reconstructed EDR on some horizontal plane (B), calculated on bases of scanning of reactor hall.

Gamma locator measurement data were used not only for EDR reconstruction in central hall but for estimation of activity surface distribution and total value of activity of radio cesium in в завалах, кучах радиоактивного мусора, on surfaces of walls and other object in the hall.

The method of radiological situation control with gamma locator measurement was used during rehabilitation activity at territory of temporal rad waste storage (TRWS) of Kurchatov Institute [5]. Gamma locator was placed at altitude 25 meter above ground level to get direct radiation from all main sources on territory this area about 2 ha. Fig. 6 presents fragment of EDR map calculated for the height 5 meter above ground level. The method of EDR reconstruction is based on determination of activity of equivalent surface source from results of gamma locator spectrometric measurements. Than, EDR is calculated for selected horizontal sections. For EDR reconstruction characteristics of field around equivalent surface source were calculation with Monte-Carlo method. The comparison of calculated EDR and EDR measured with dosimeter have shown that accuracy of used EDR reconstruction method is usually not worse then 20-30%.



A) B)

Fig. 5. A) Scheme of measurements of contaminated objects or rooms: 1 – surface or volume source of radiation; 2– collimated spectrometric detector. B) Distribution of equivalent dose rate in Central hall of Chernobyl NPP at level of gamma locator position during measurements; ⊗ – place, where gamma locator was installed.

It must be mentioned that in studying case the main interest presents the knowledge on dose rate in areas outside the territory of TRWS, especially at heights about some tens of meters above the ground level. In these areas the scattered in air radiation have remarkable input in total EDR. At large distances from sources at TRWS the calculation of EDR levels has accuracy about 15%. This difference is connected with fact that for calculation of the distribution of real sources of radiation was approximated with equivalent surface sources, which differ by their characteristics from real sources. Thus, near these sources calculated EDR may have remarkable difference from real EDR but for larger distances this difference decreases.

The results of measurements with gamma locator show the areas in territory of TRWS, which contains the sources of radiation creating the main input in EDR in point of particular interest. These data are very important for realization of effective protective measures during rehabilitation works as they help to know which sources must be eliminated to reduce dose rate.

Thus we conclude that presented results demonstrate possibilities of field radiometry methods to produce operative information on main characteristics of radionuclide contamination of soil, bottom sediments, and different object after nuclear incidents etc. This information is important for solving different radioecological problems during rehabilitation activities and countermeasures for elimination of disaster and accident consequents of nuclear industry.

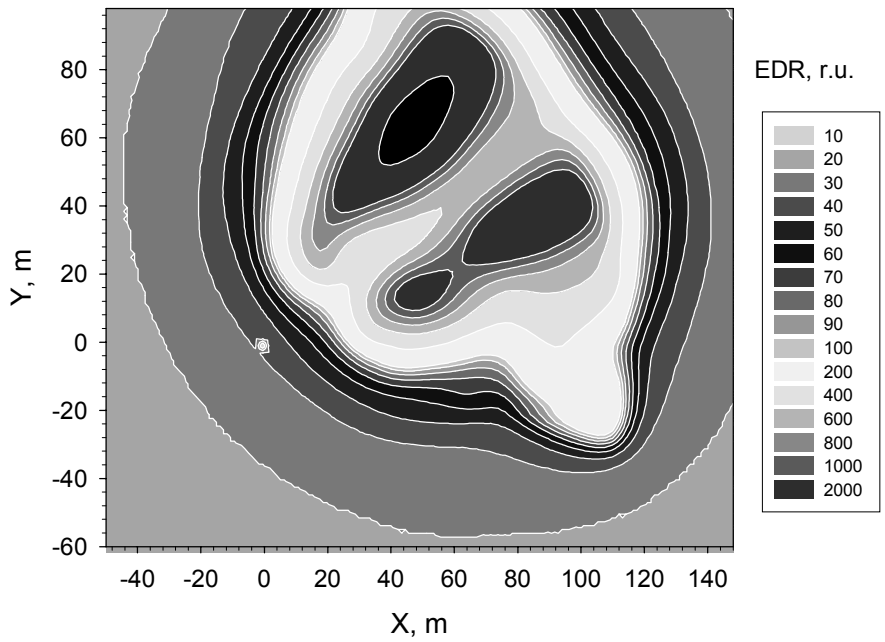


Fig. 6. Map of EDR distribution at altitude of 5 meter above territory TRWS. Gamma locator (marked with square) was placed at altitude of 25 meter at position (X=0,Y=0).

References

1. A. V. Chesnokov, A.P.Govorun,V.I. Fedin et al. “Method and device to measure 137Cs soil contamination in-situ.” Nucl. Instr. and Meth. A 420, nos. 1-2, pp. 336-344, 1999.
2. V.N. Potapov,O.P. Ivanov,V.M. Chirkin et al. “A dip detector for in-situ measuring of 137Cs specific soil activity profiles.” IEEE Trans. Nucl. Sci., vol.48, no 4, pp.1194-1197, 2001.
3. V.N. Potapov, S.M. Ignatov, V.M. Chirkin et al., “Radiometric method of 137Cs activity measurements in bottom sediments with underwater detector.” Atomic Energy, vol.90, no3, pp. 216-222, 2001 (in Russian.)
4. V.N. Potapov, A.V. Chesnokov, S.B. Shcherbak, “Calculation of equivalent dose rate distribution on basis of gamma locator measurement data.” Atomic Energy, vol.92, no4., pp. 324-332, 2002 (in Russian.)
5. V.N. Potapov, N.K. Kononov, O.P. Ivanov et al., “The system for monitoring of main dose rate sources for application at rehabilitation works.” WM'04 Conference, February 29 - March 4, 2004, Tucson, AZ.

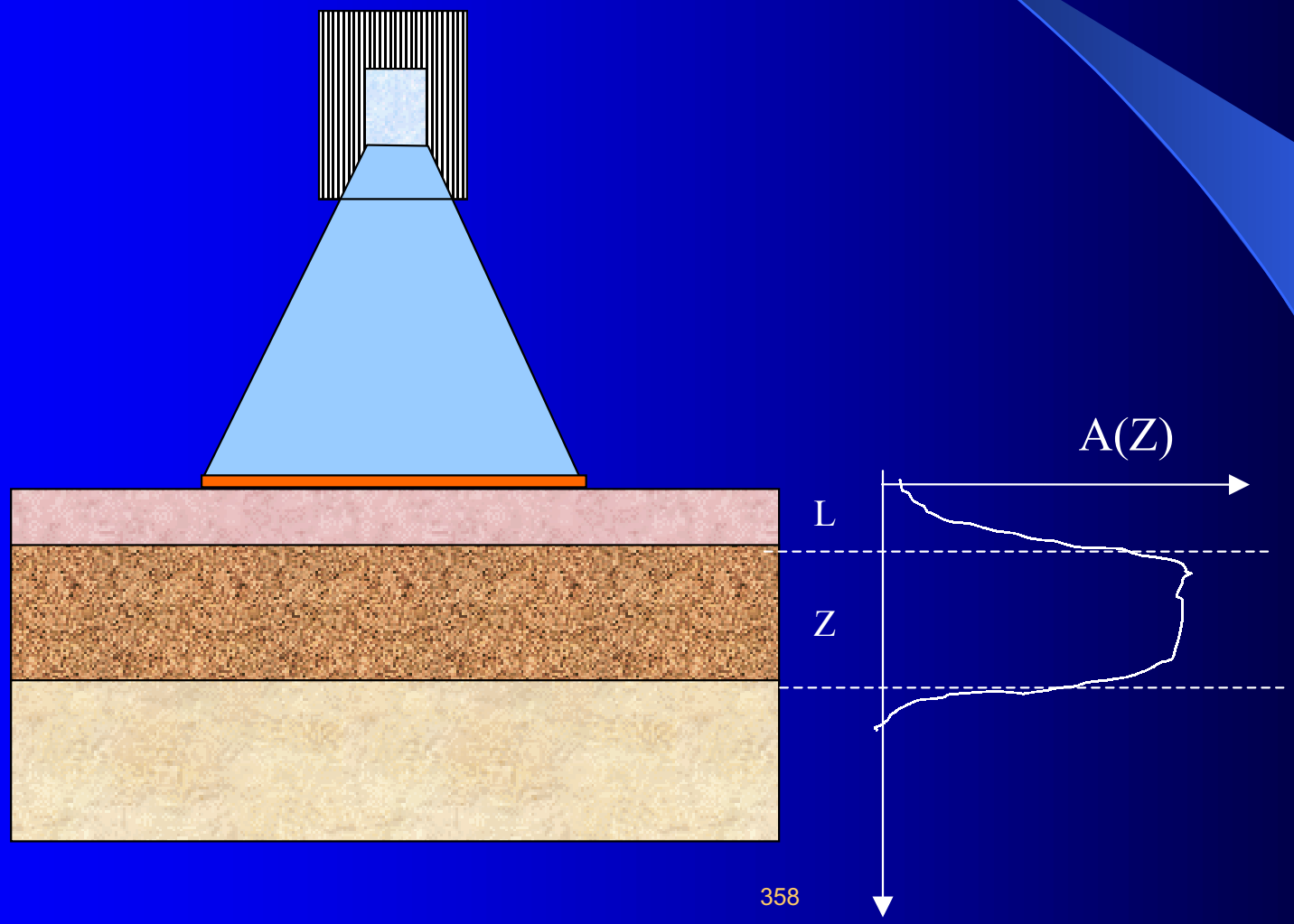
RUSSIAN RESEARCH CENTRE "KURCHATOV INSTITUTE"
РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

STC REHABILITATION

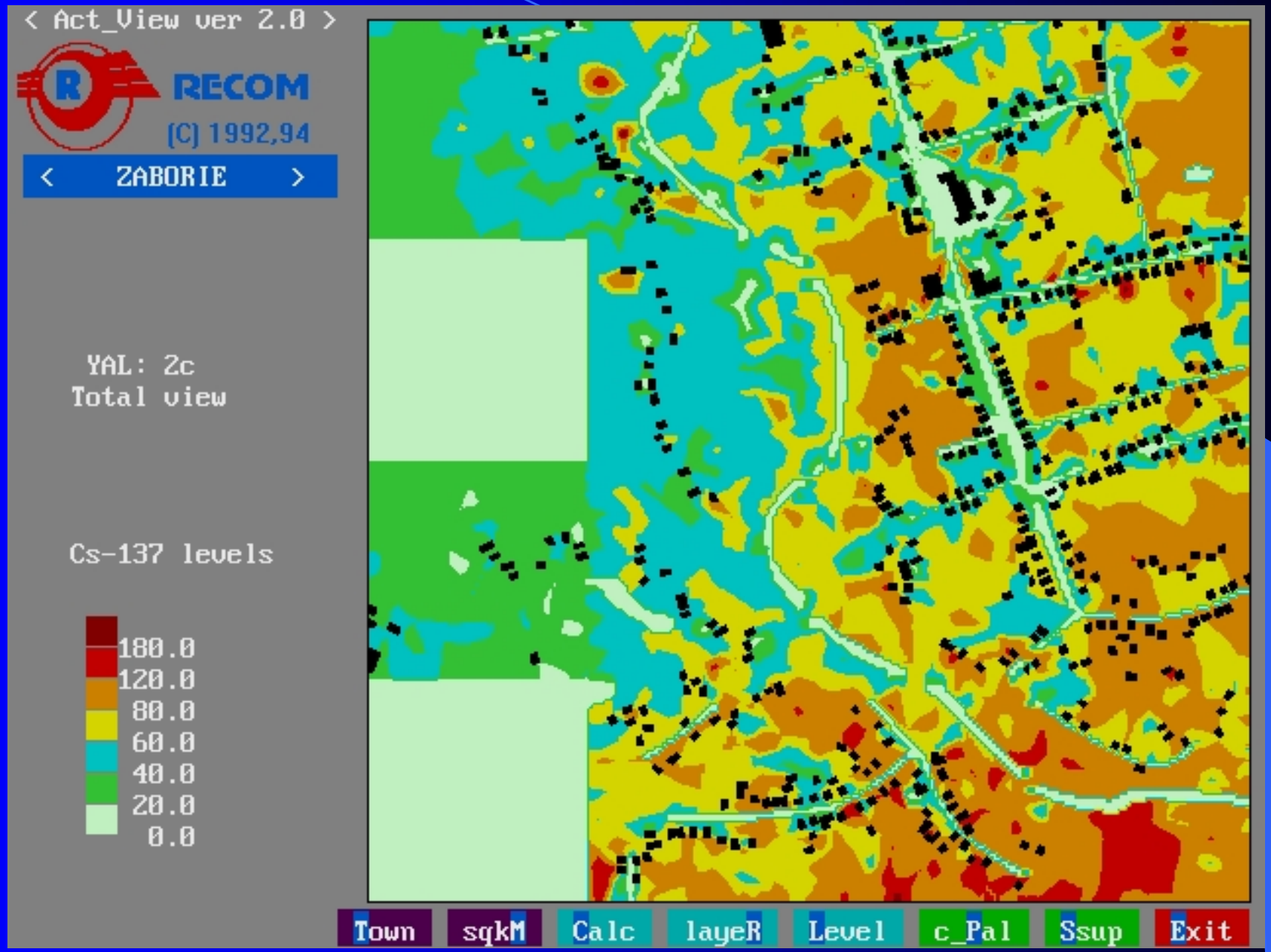
Instruments and methods for measurements of radioactive contamination in environment

Victor Potapov

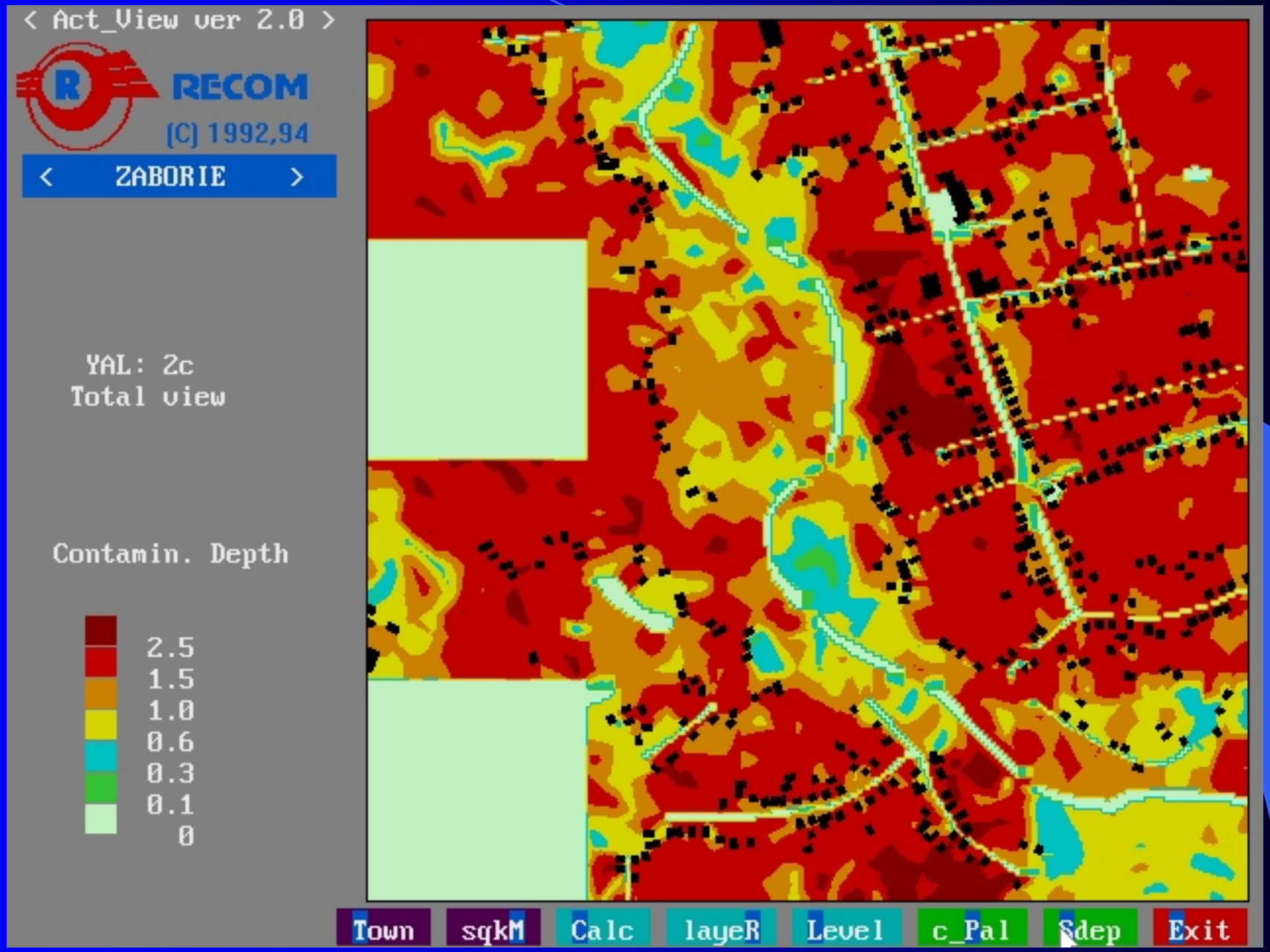
Scheme of measurement with with radiometer CORAD



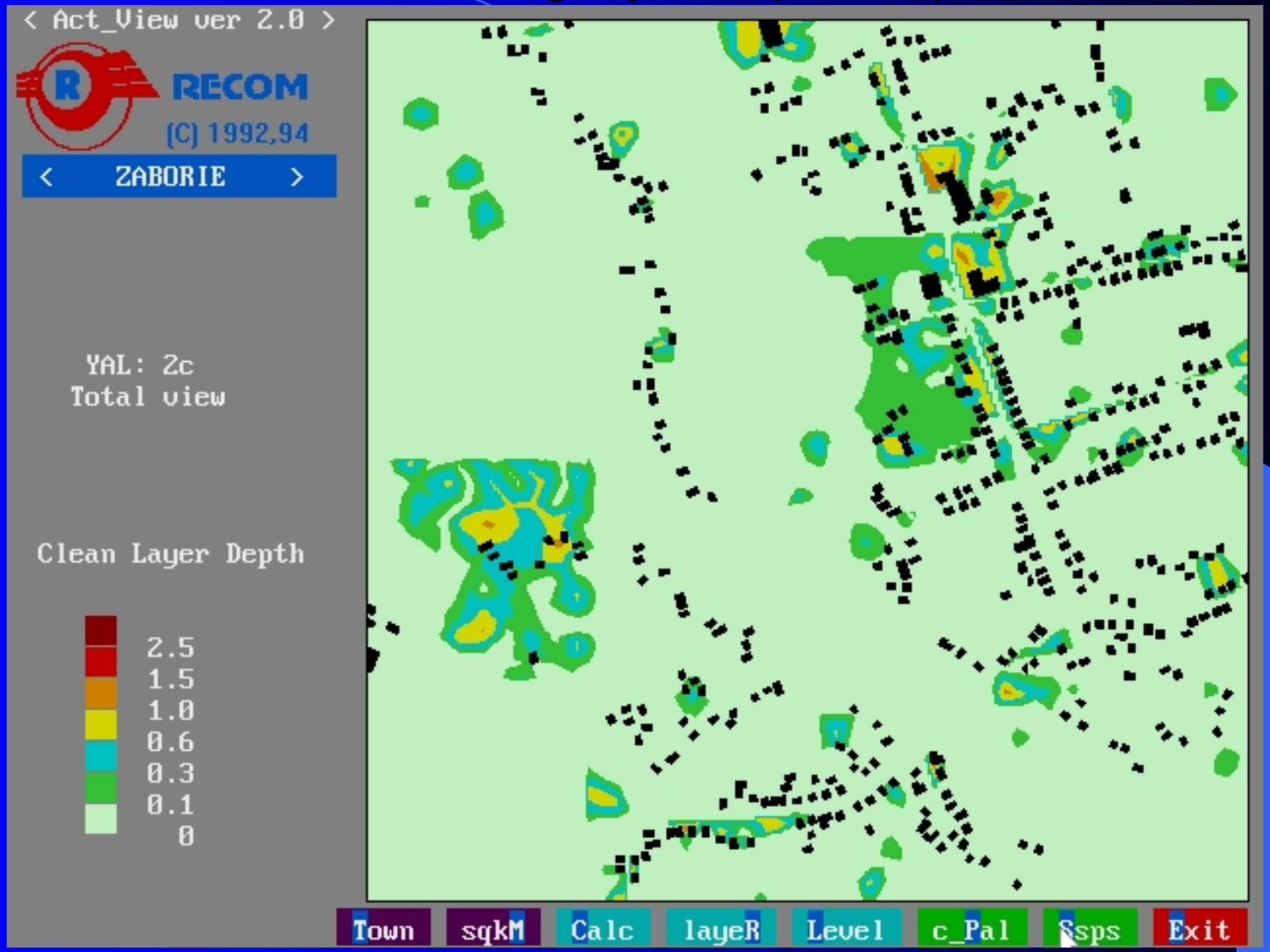
Soil contamination density, Ci/km^2



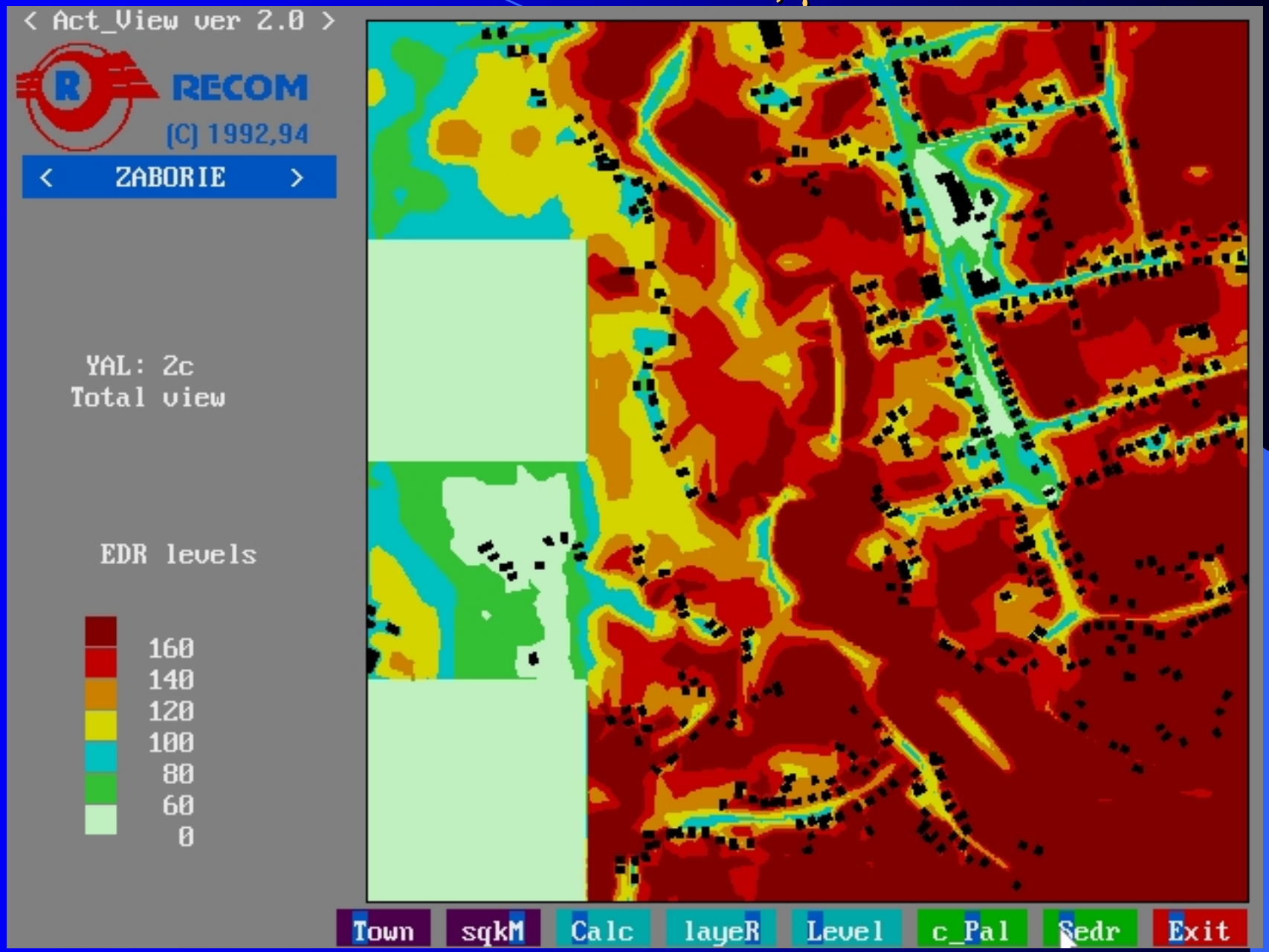
Contaminated layer depth, mfp



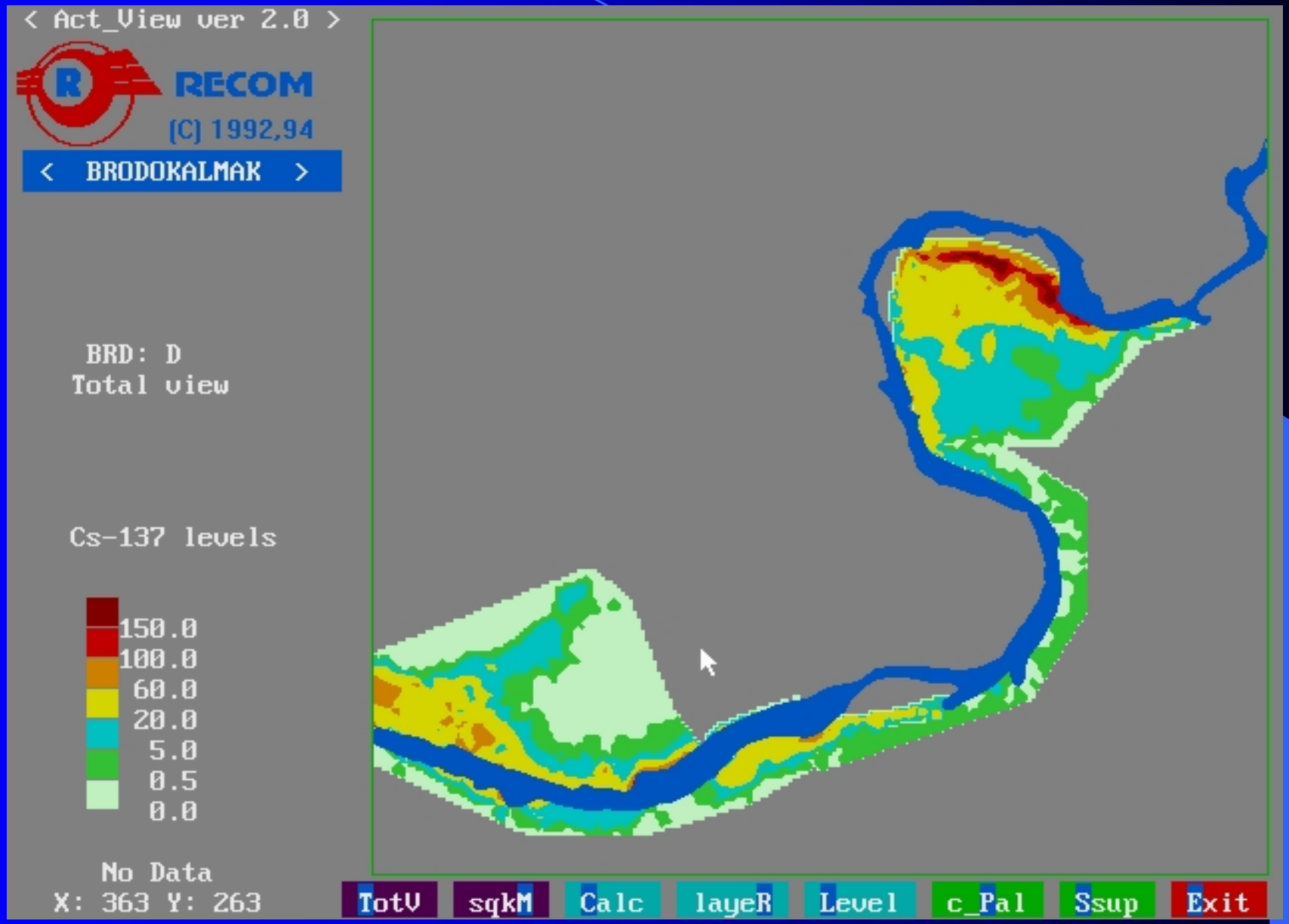
Clean covering layer depth, mfp



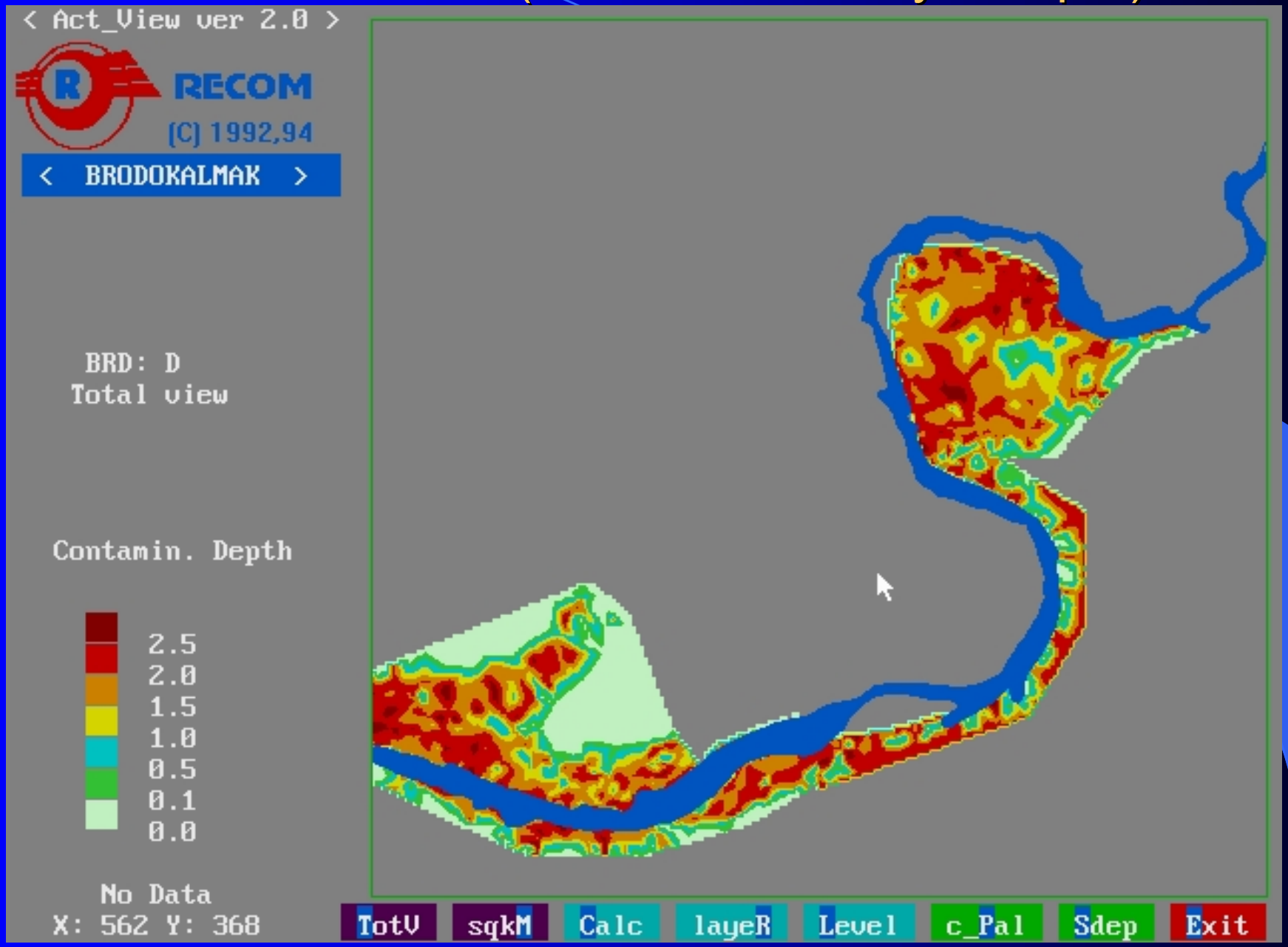
Calculated dose rate, µR/h



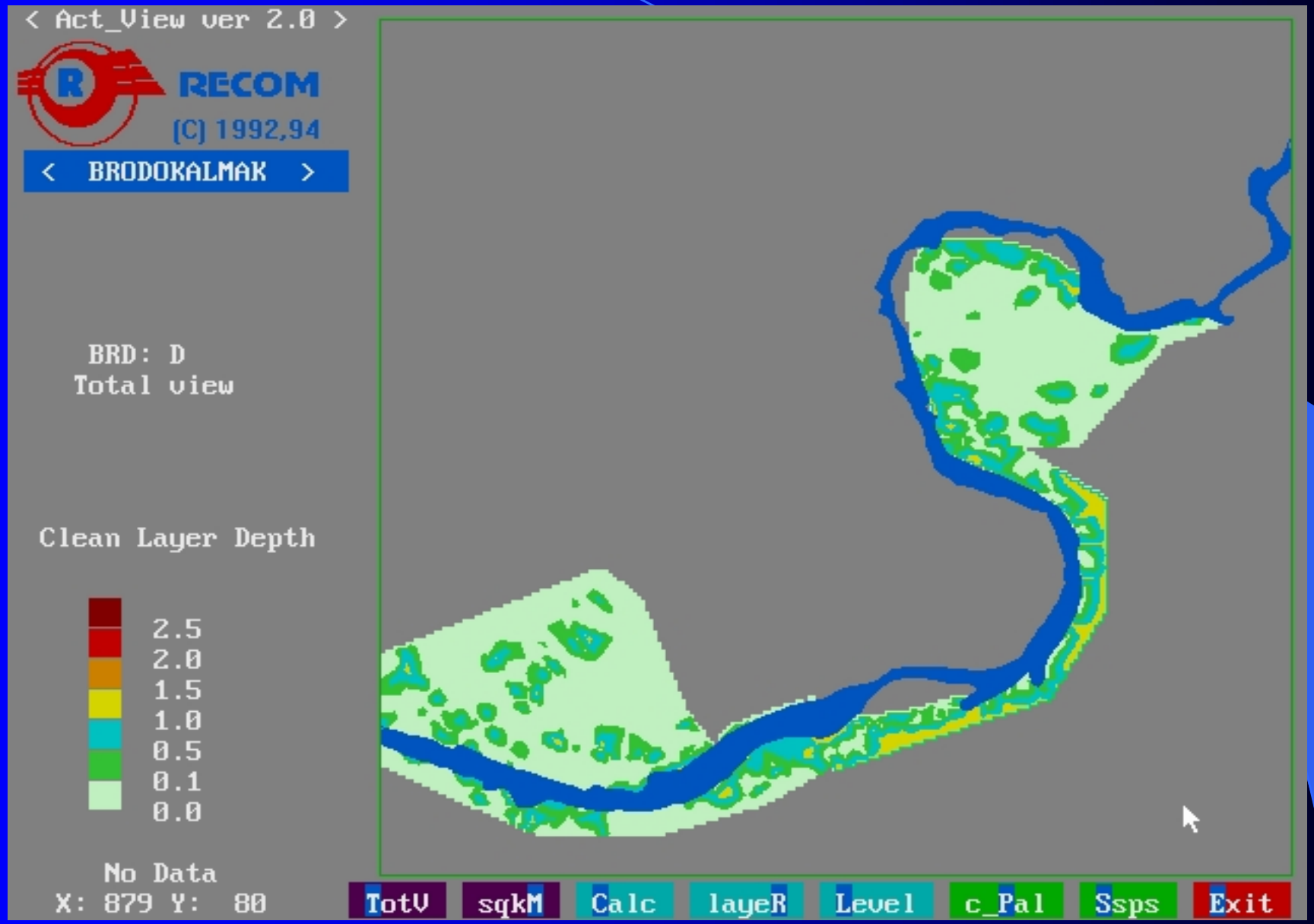
Techa River (Soil contamination density)



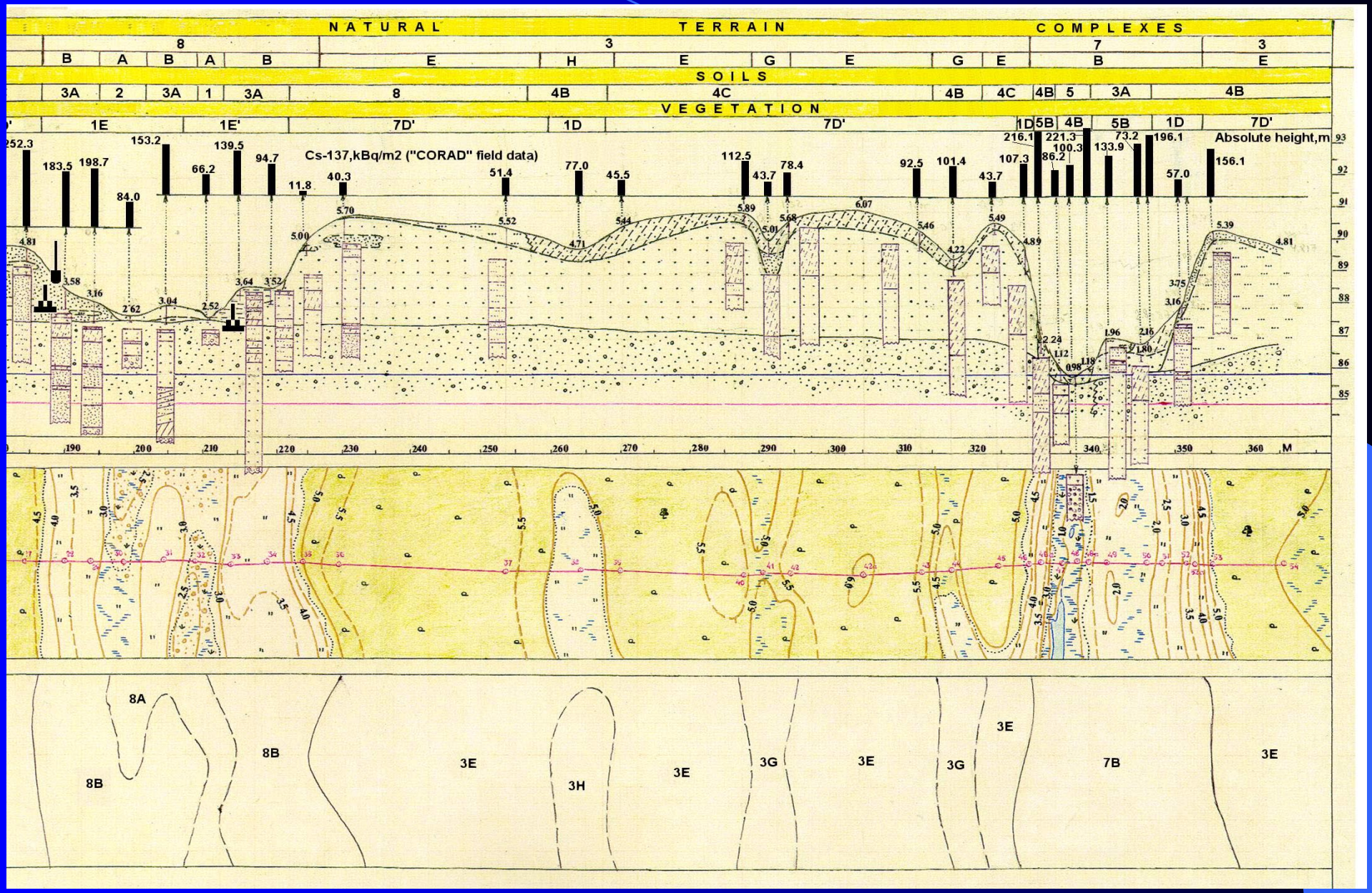
Techa River (Contaminated layer depth)



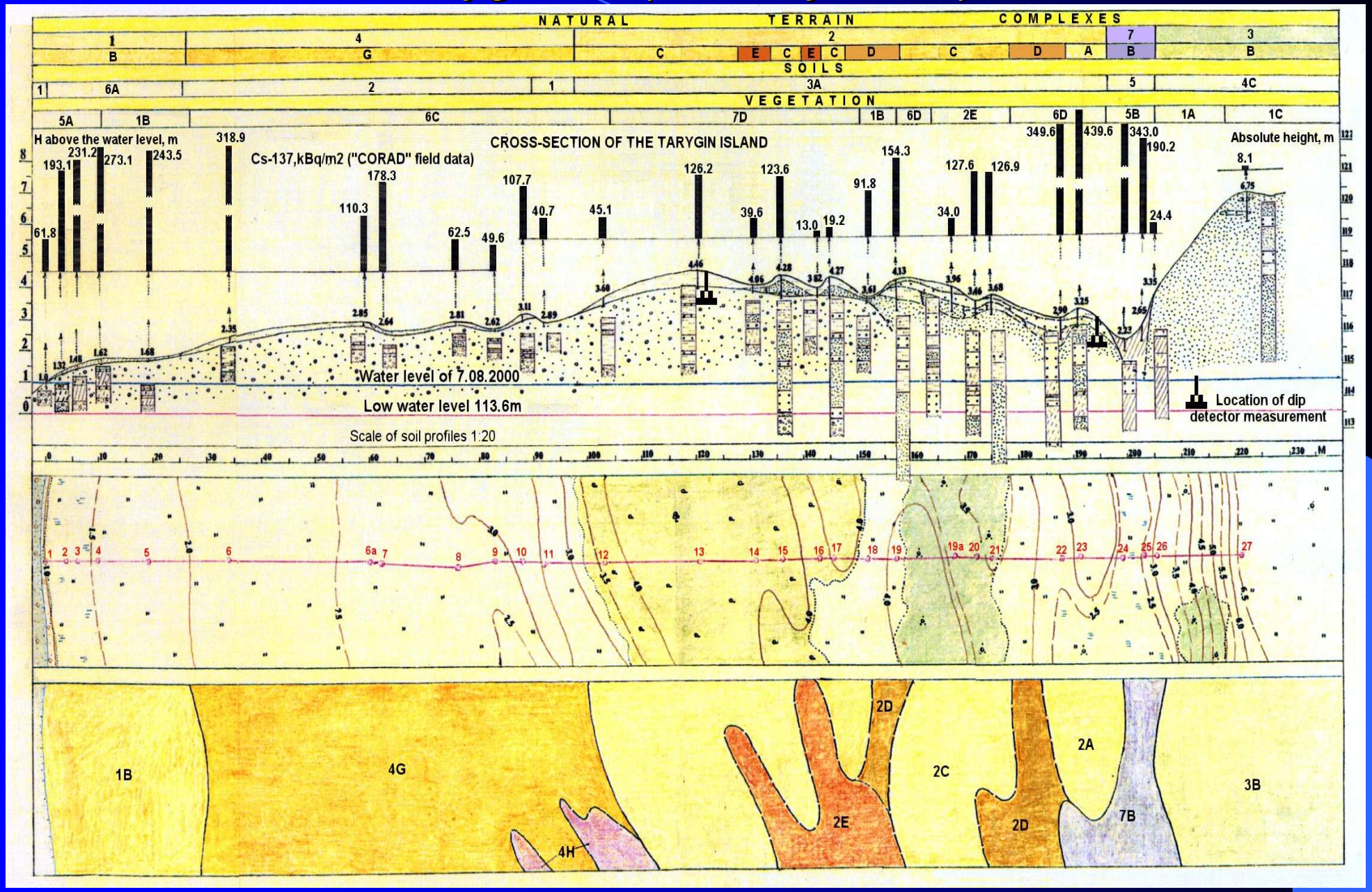
Techa River (Clean covering layer depth)



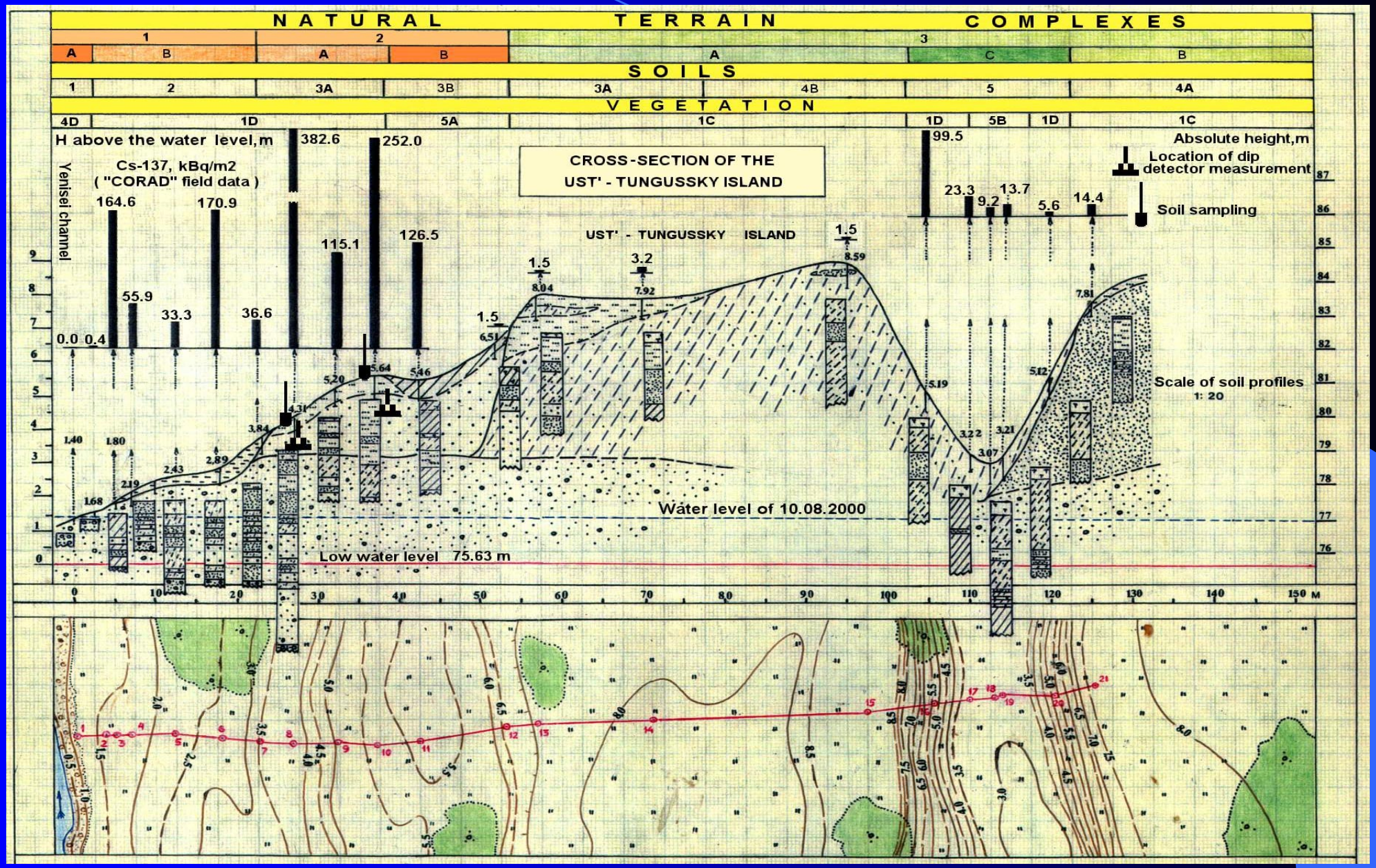
Kazachinsky isl. (Yenisey River)



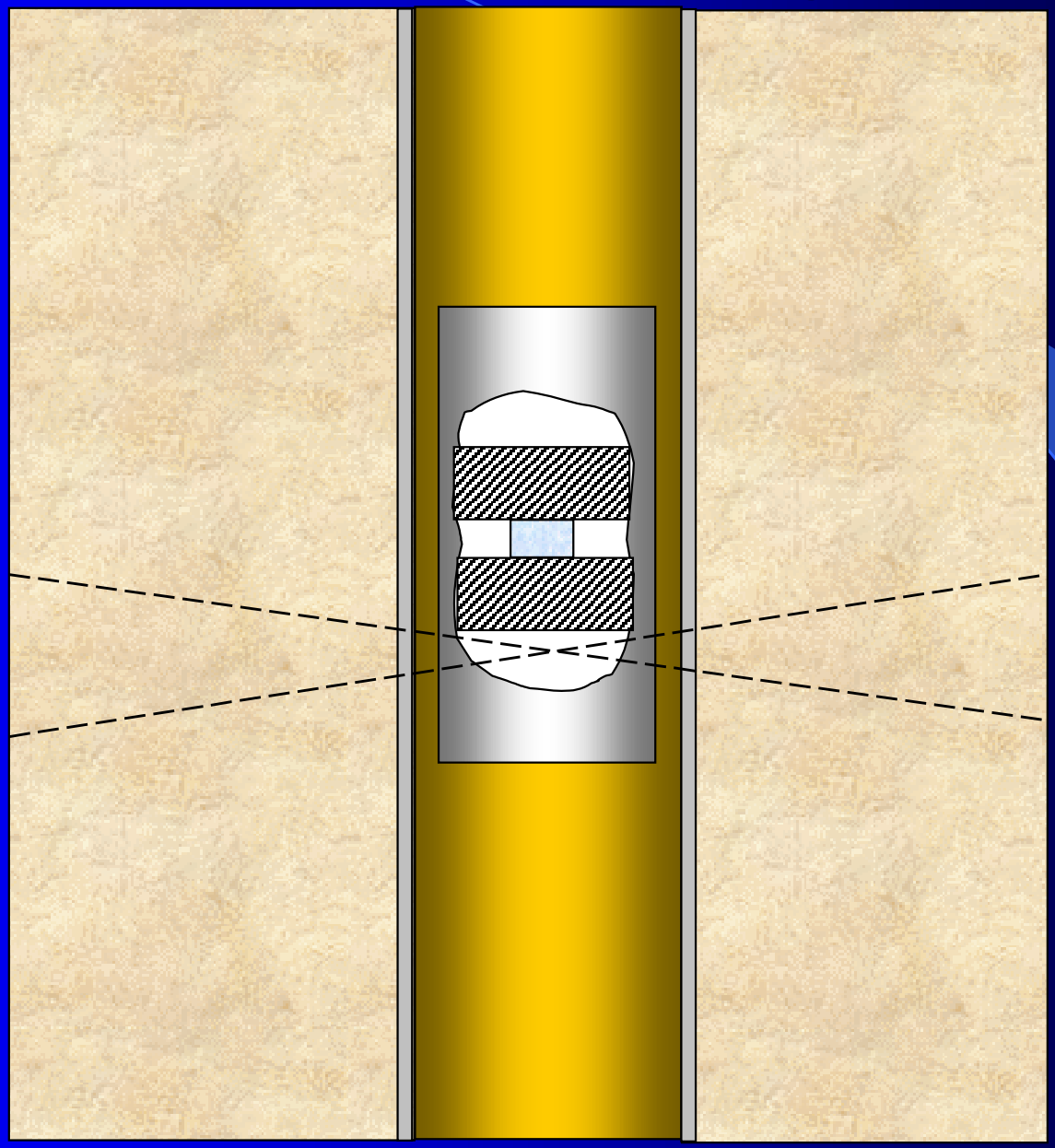
Tarygin isl. (Yenisey River)



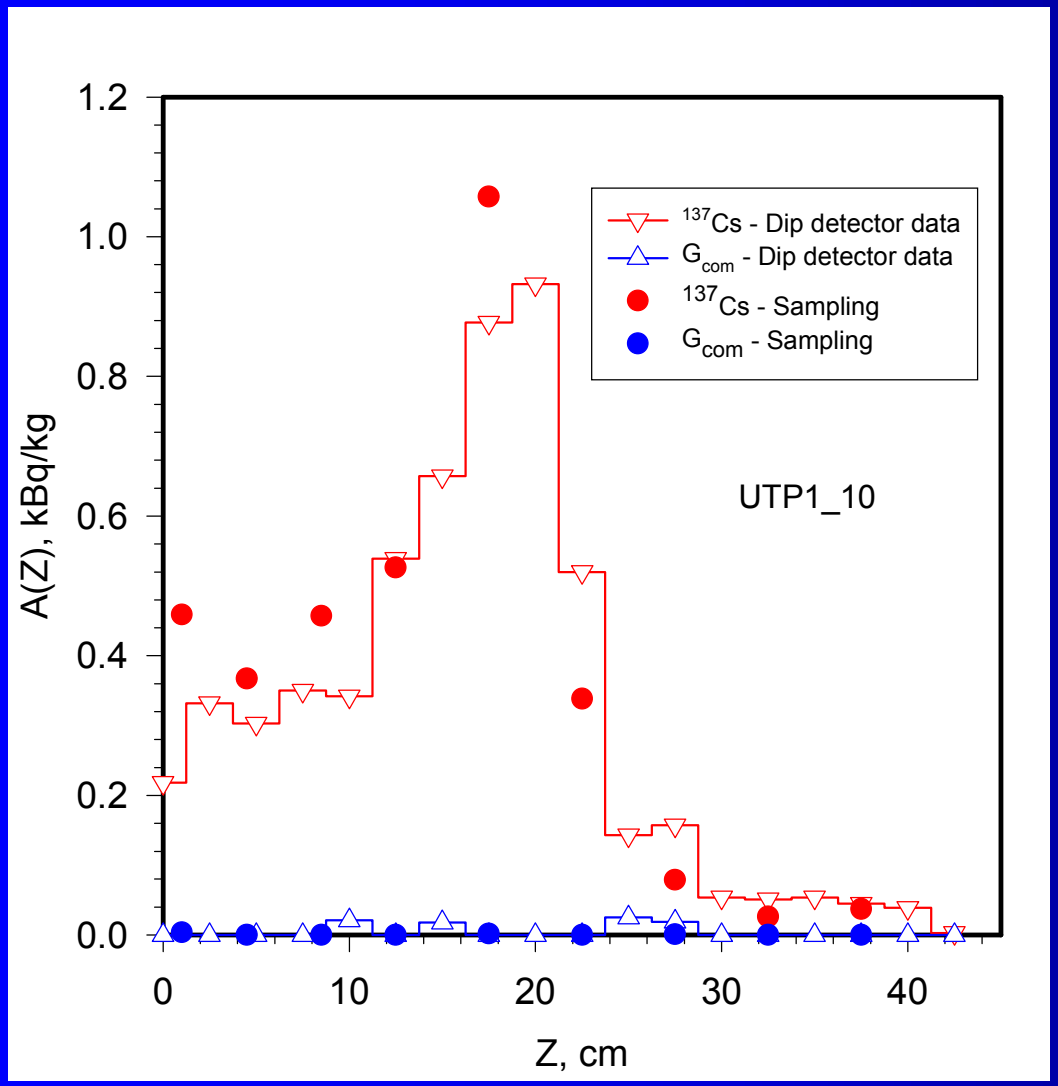
Ust-Tungussky isl. (Yenisey River)

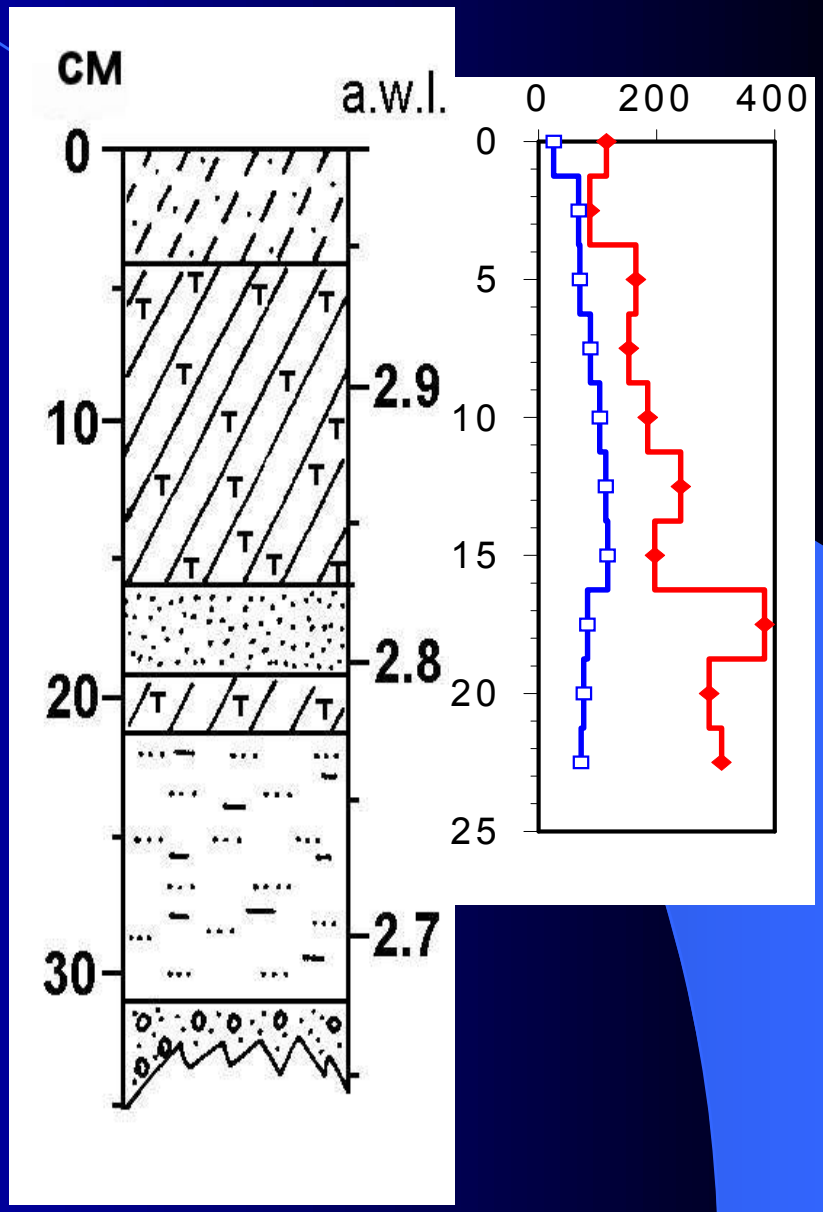


Radiometer with penetrating detector

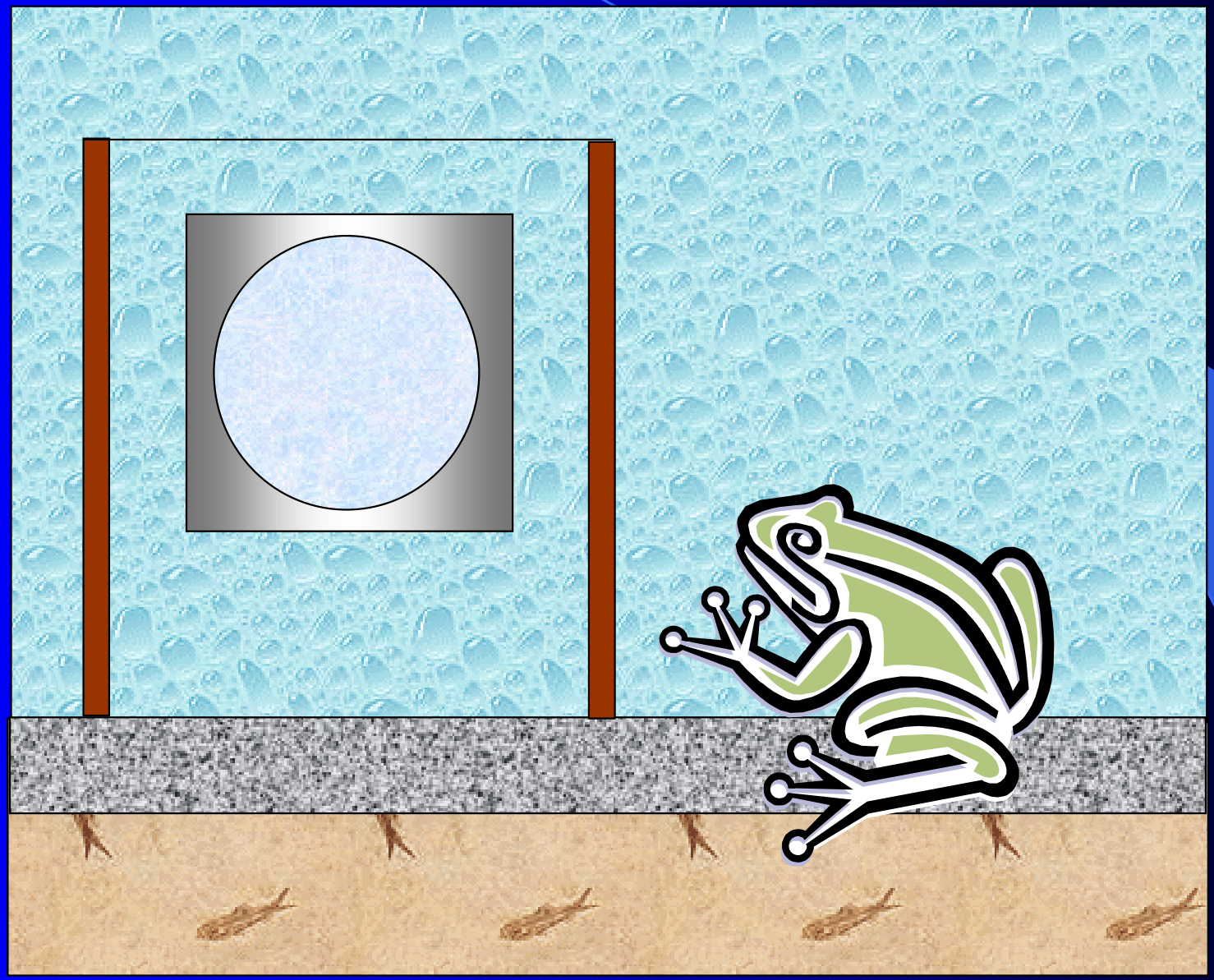


Results of measurements with penetrating detector

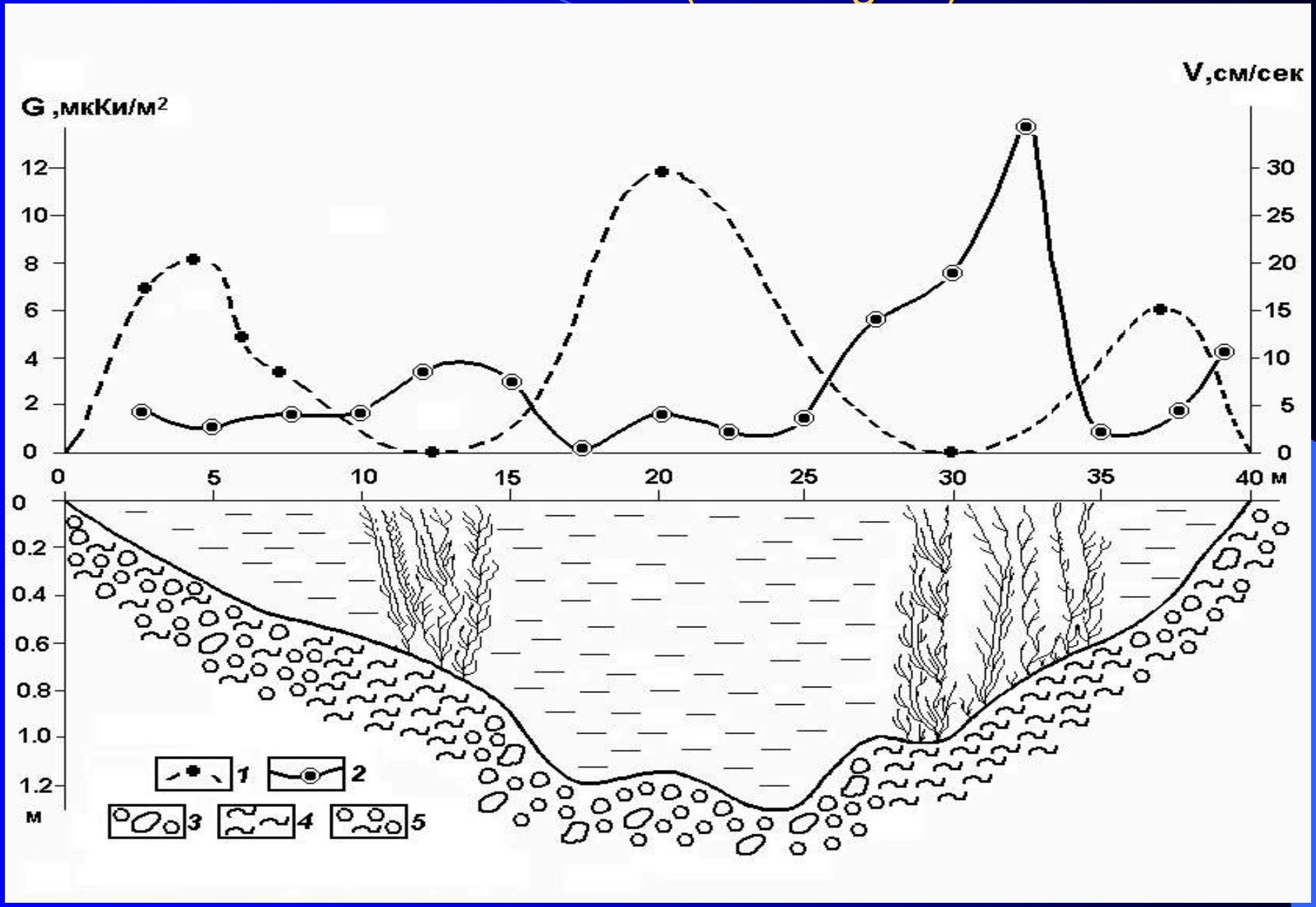




Radiometer for underwater measurements



Plavka River (Tula region)



Gamma Locator for Rehabilitation Project

System Parameters

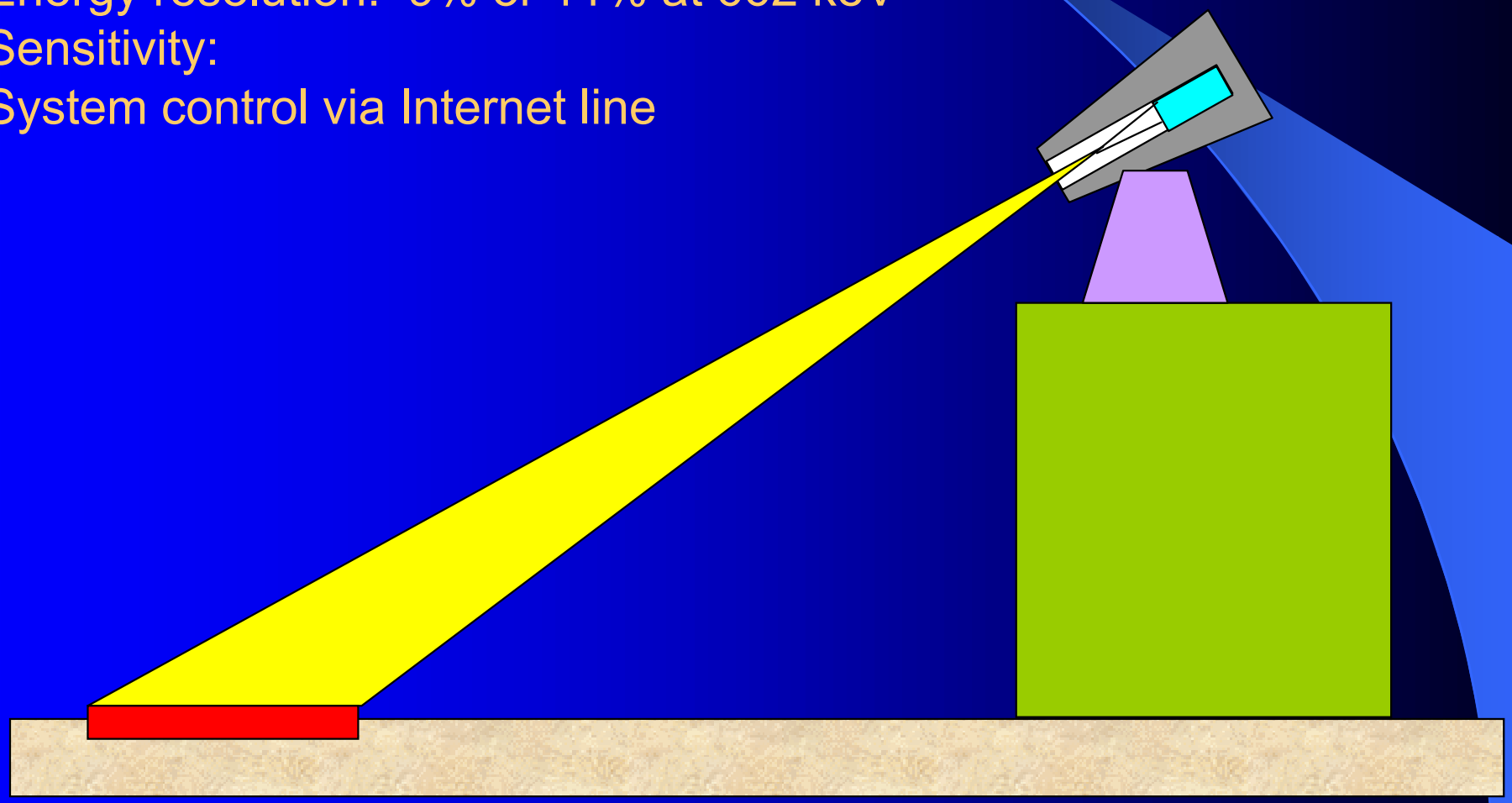
Angular resolution: from 3 to 7°.

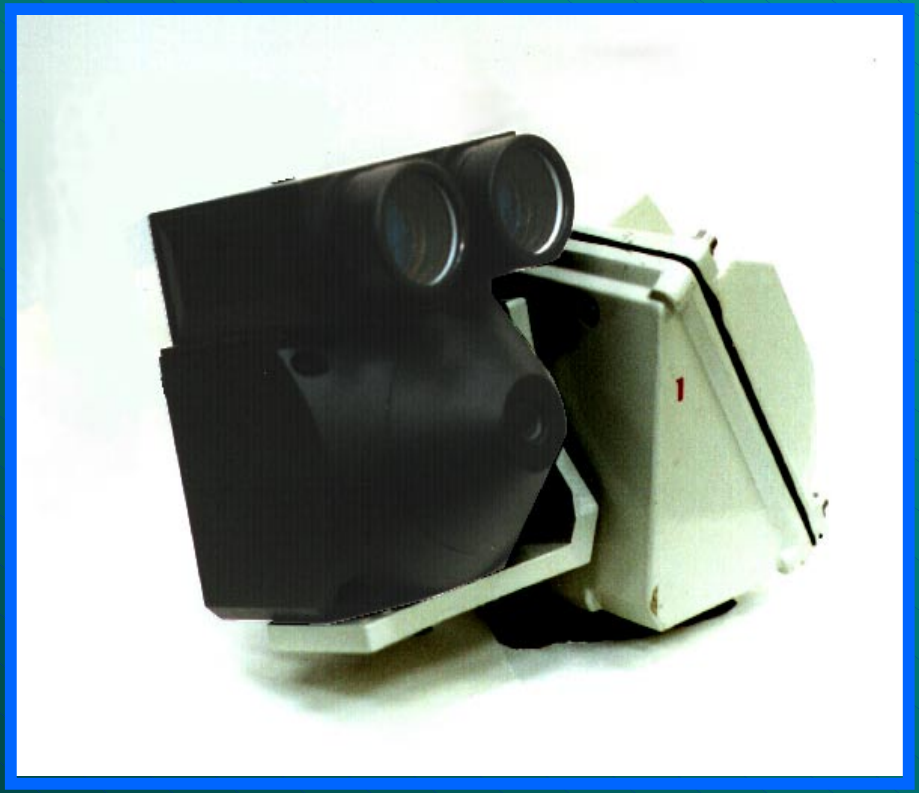
Detectors: CsI(Tl)(~80cm^3)+ Si PIN photodiode or 2″ NaI(Tl)+PMT.

Energy resolution: 9% or 11% at 662 keV

Sensitivity:

System control via Internet line





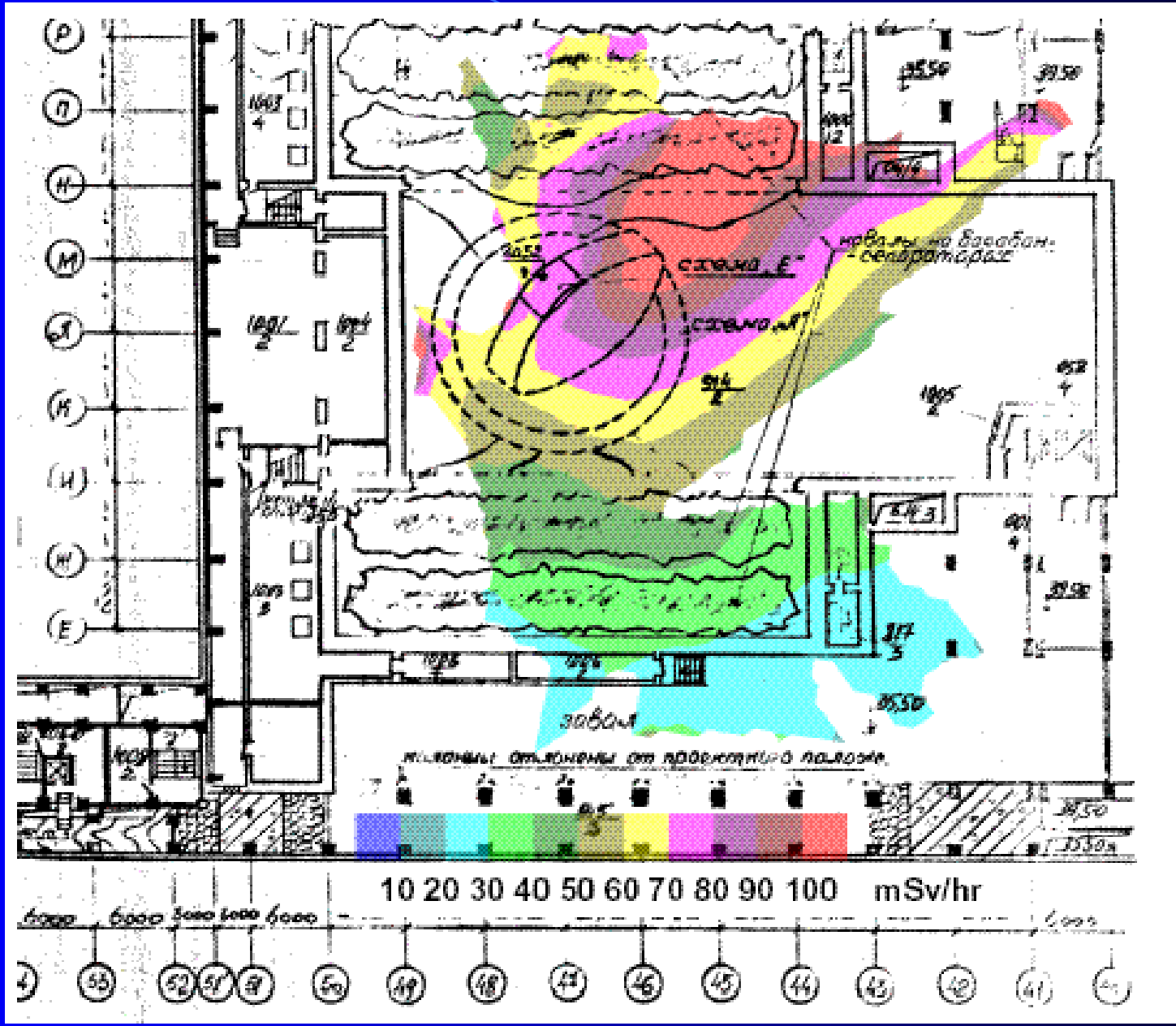
Specification

Detector head size: 420mm*320mm* 250mm.
Detector head weight: 40kg.
Scanning angle: 0-360^0 pan. and 0- 180^0 tilt.
Detector: CsI(Tl)-photodiode with built-in main amplifier (energy resolution <10% for Cs-l37).
Noise level: 60-64keV.
Video: High definition color CCD.
Laser range-finder

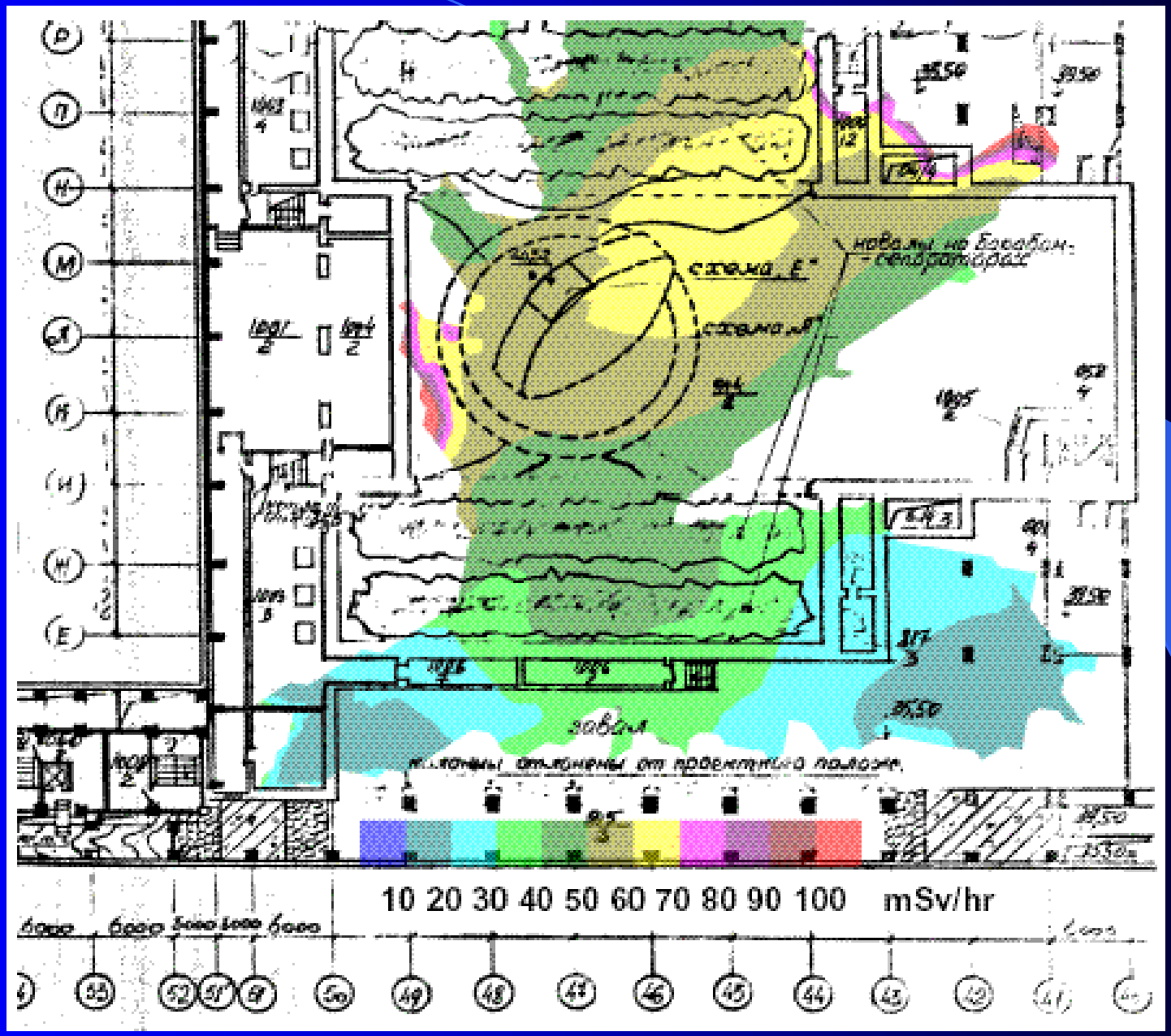
Device Performance

Detection limit: >1mCi for Cs-137 point source in view field at 1m (for angle of view - 10^0).
Angle of view: from 5 to 25^0 according customer desire.
Dynamic range: 50Bq/cm^2 to l00 kBq/cm^2 the upper limit may be increased.
Weatherproof: Detector head sealed to VPT-50.
Remote operation: Up to 100 m from scanning head.

Remote Measurement in Central Hall of ChNPP

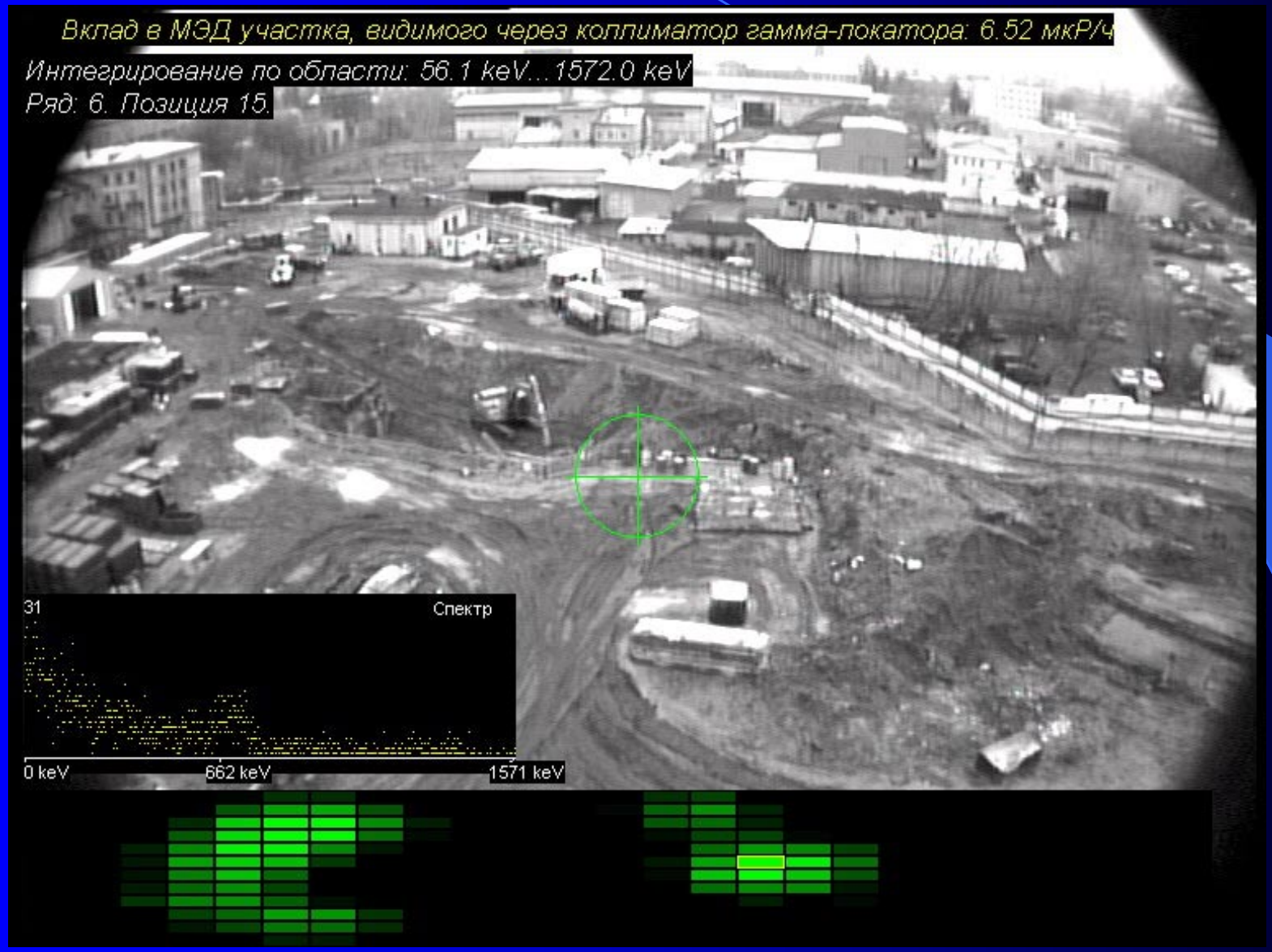


Remote Measurement in Central Hall of ChNPP



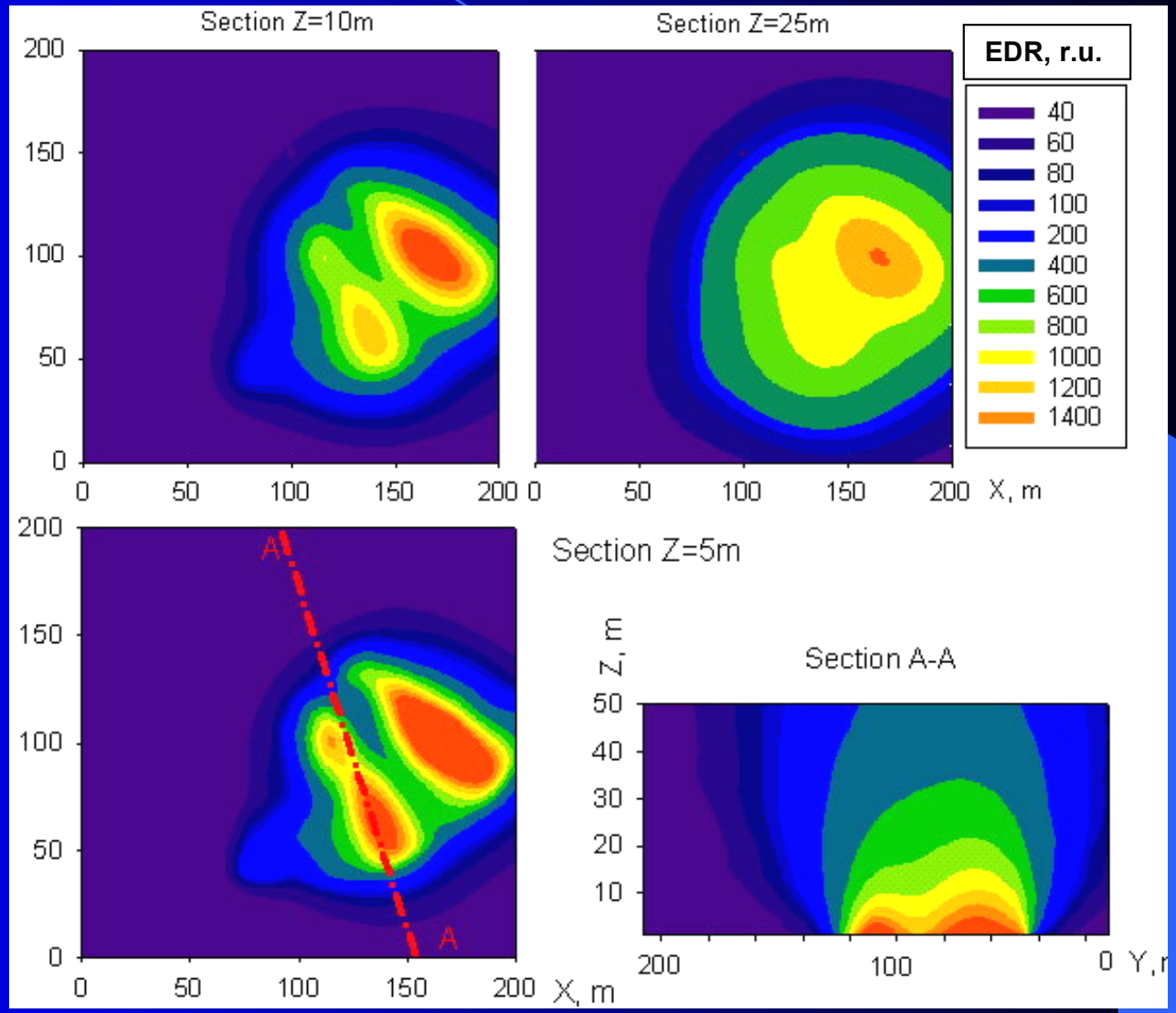
Initial data of measurements are:

- **grabbed video image with indication of gamma-locator's FOV;**
- **acquired spectra;**



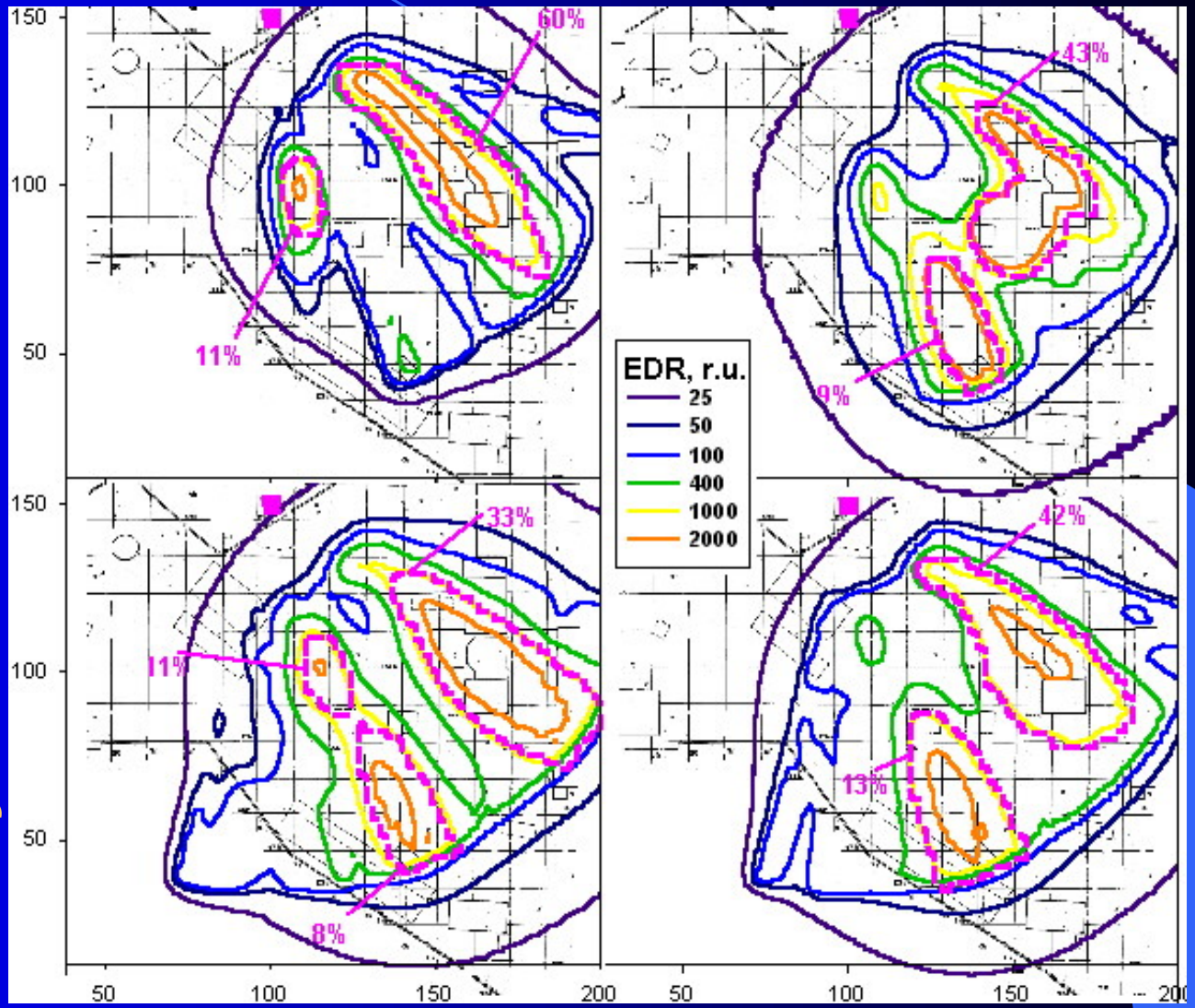
Peculiarities of EDR distribution in 3-D

Three horizontal sections at different altitudes and vertical section along line AA.



The relative dose rate contribution at gamma-locator position (purple square) from most contaminated areas (areas are marked by ping dash lines, relative dose rate contribution in percents.)

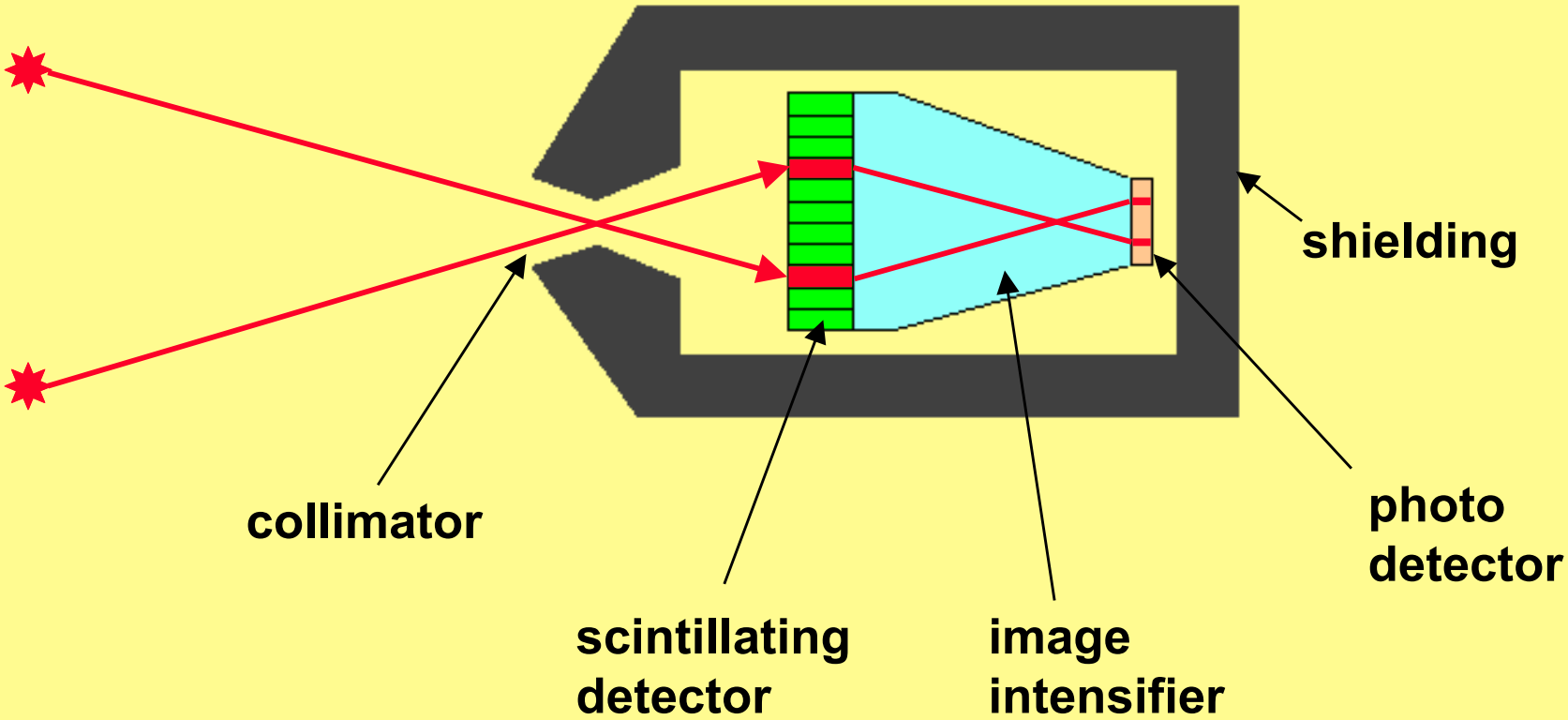
EDR isolines at altitude 1 meter are shown.



The principle of Gamma-Visor operation:

radioactive sources

- Formation of gamma image at detector
- Conversion of gamma radiation to light
- Light amplification by image intensifier
- Detection of optical image by photodetector

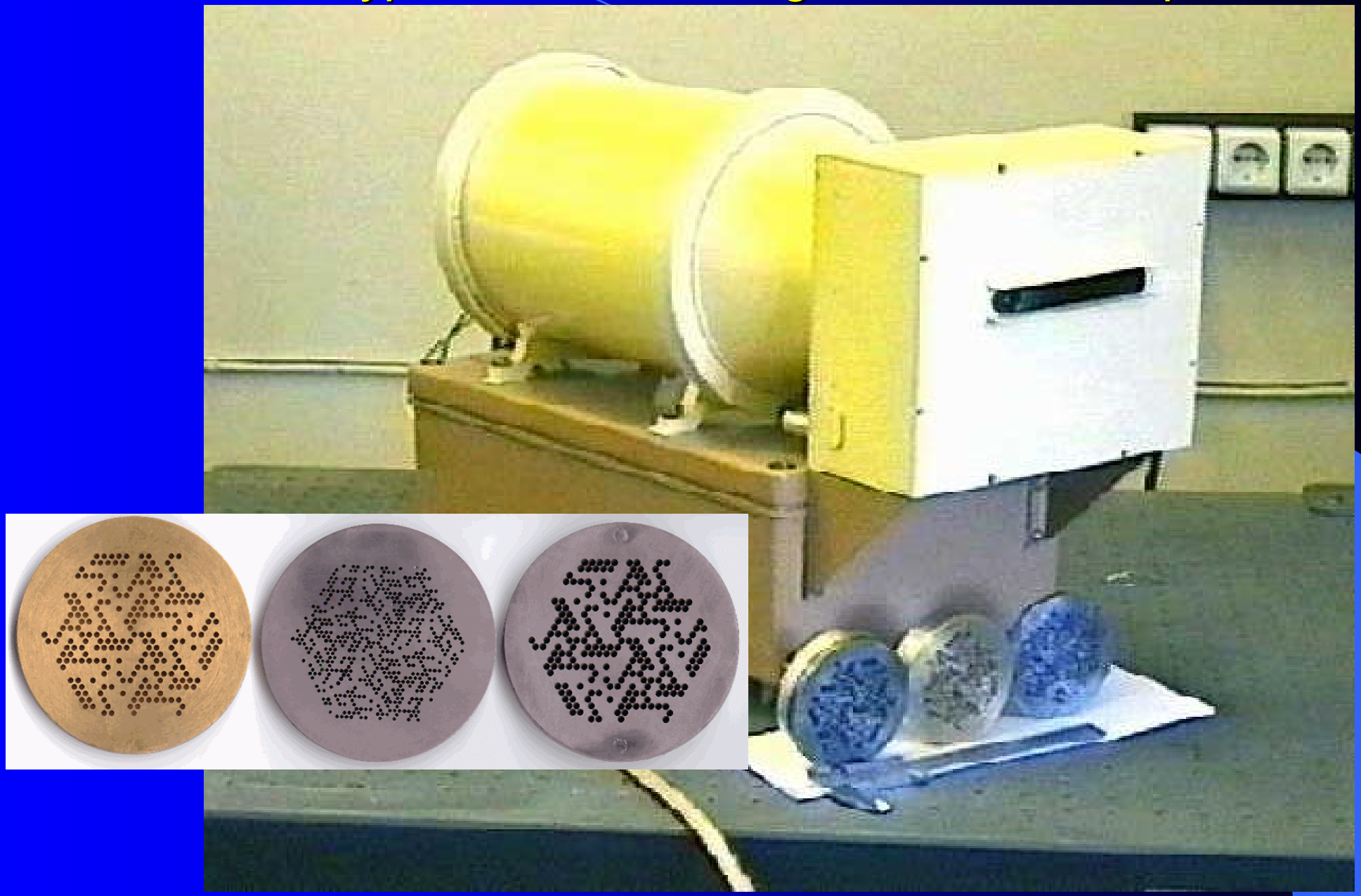


First computer controlled version of Gamma-Visor

The measuring system includes scanning unit and video camera

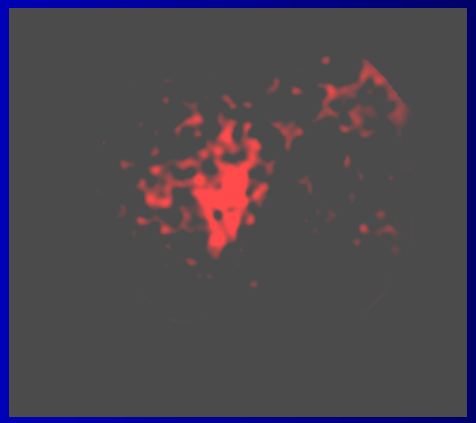
The total weight and height of measuring unit are 55kg and 485mm

Prototype of Gamma-Imager with Coded Aperture



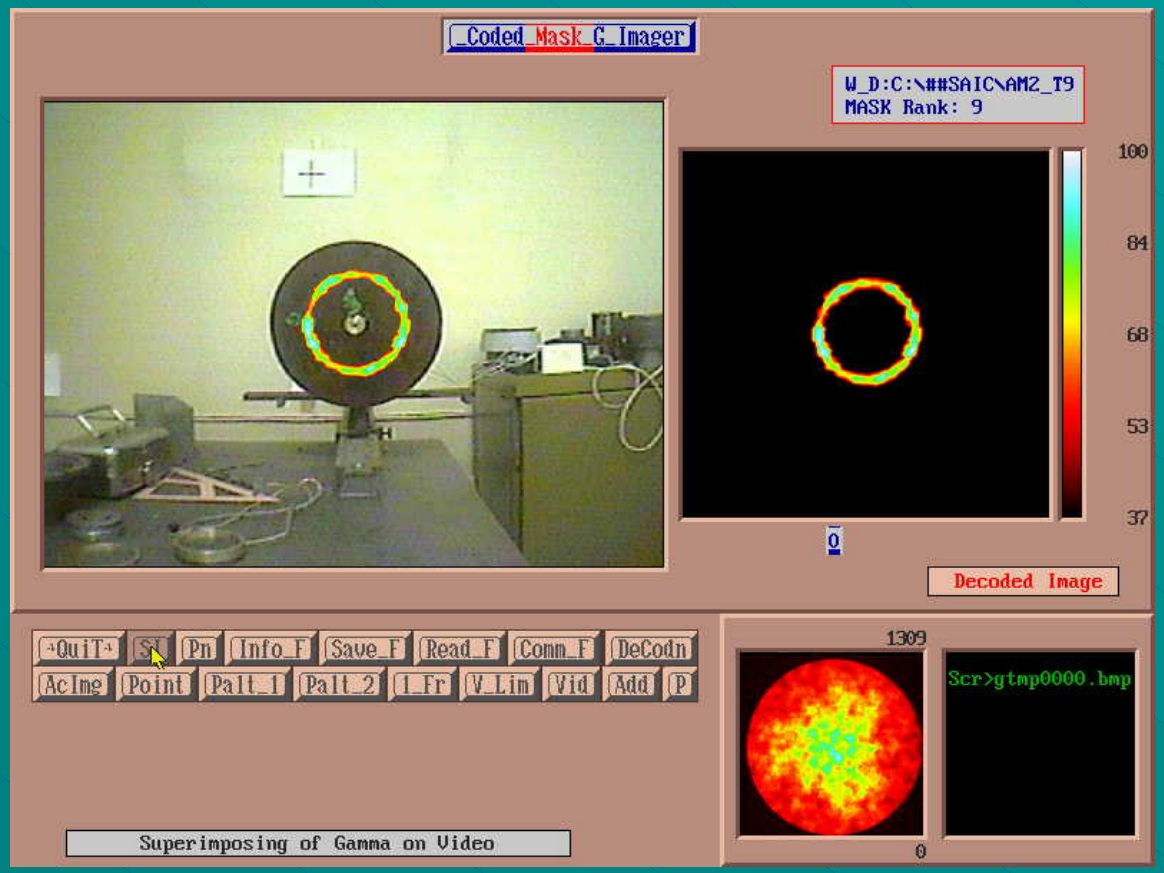
Portable Gamma-Visor for Rehabilitation Project

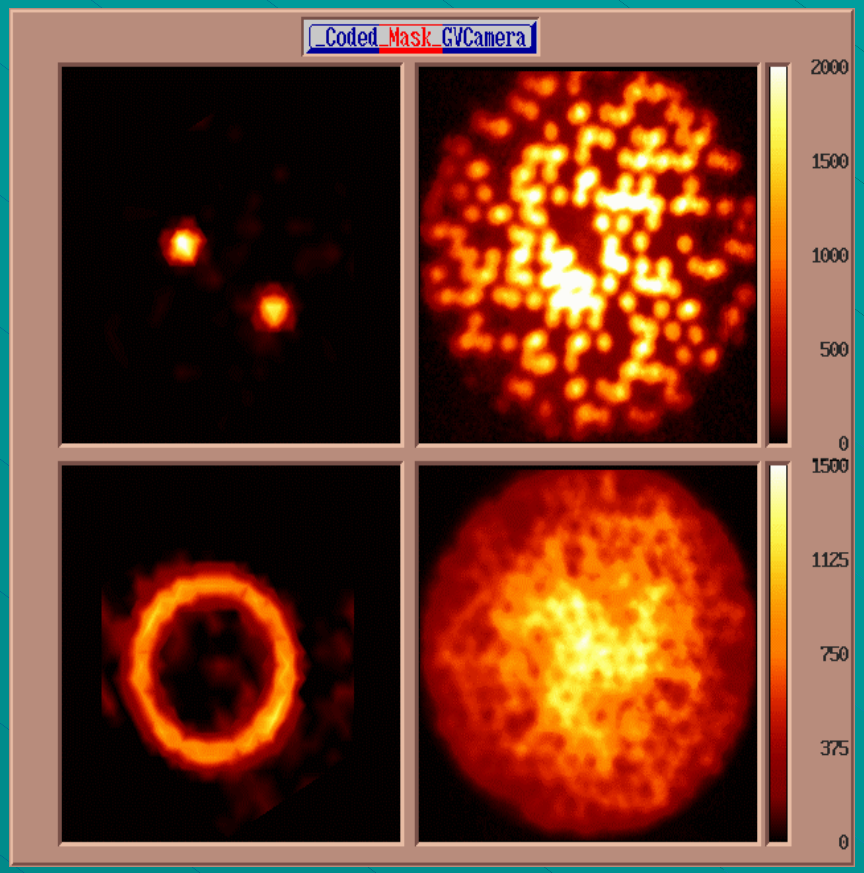
Gamma-ray Image



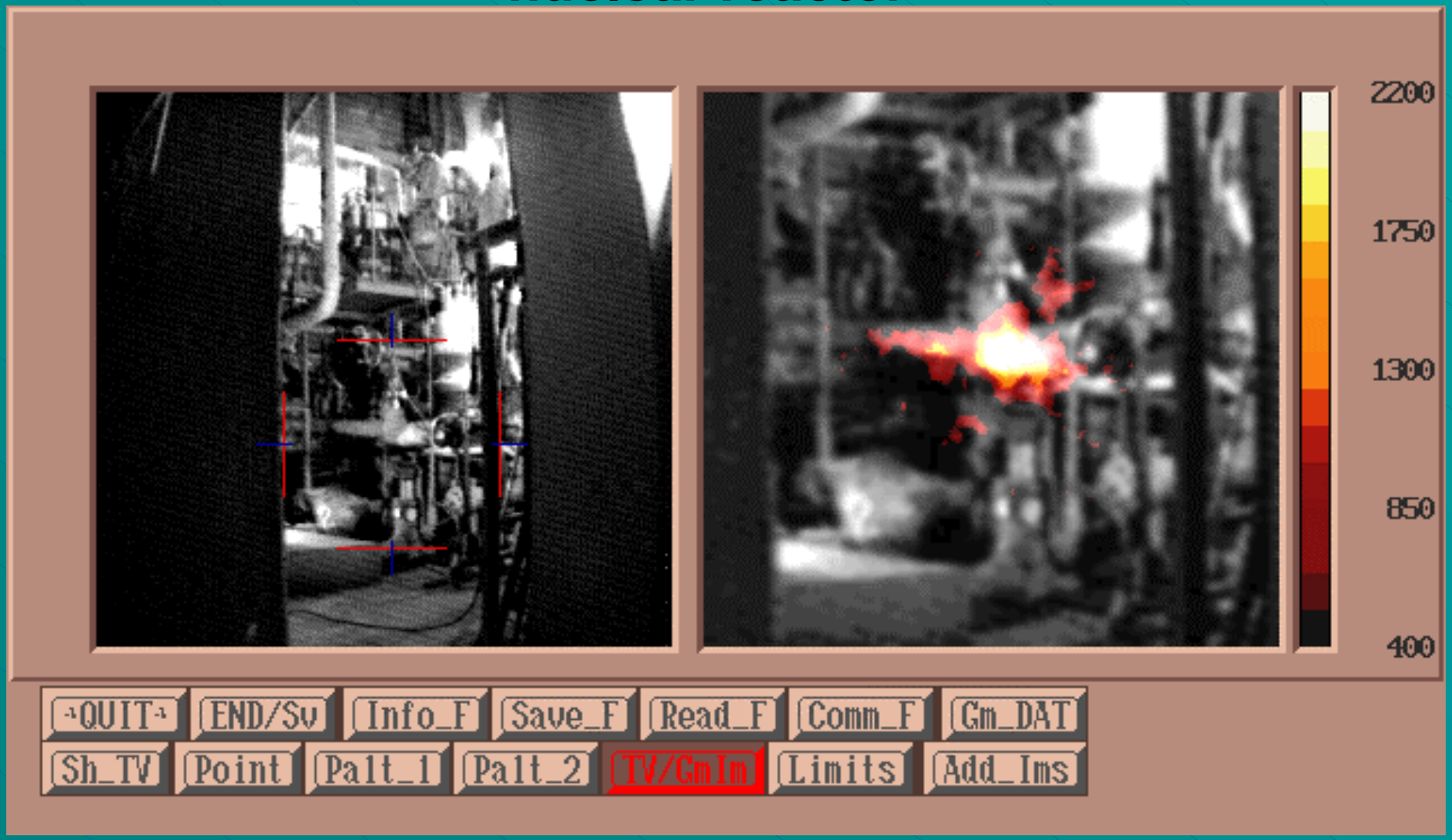
Gamma-ray Image
Superimposed on Video Image

Shadow pictures and corresponding reconstructed gamma-images of extended sources





The activity distribution in water circuits of experimental nuclear reactor



Kurchatov Institute, Moscow

The reactor is shut-down since 1993

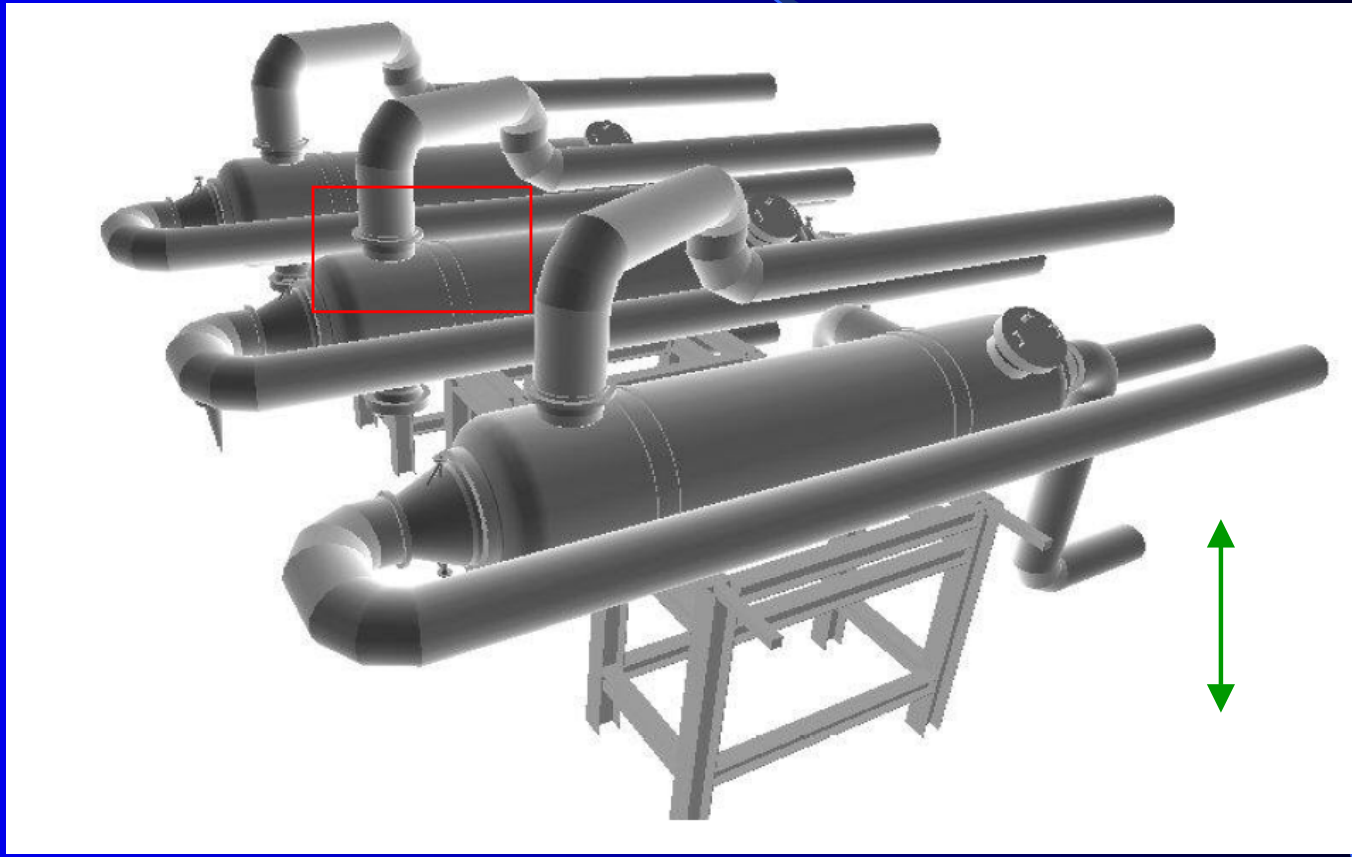
The average dose rate in the room is 0.2 R/h

The activity distribution in water circuits of research reactor

FZ Karlsruhe, Germany, March 1995

Before remote measurements it was supposed that the activity is concentrated in one hot spot.

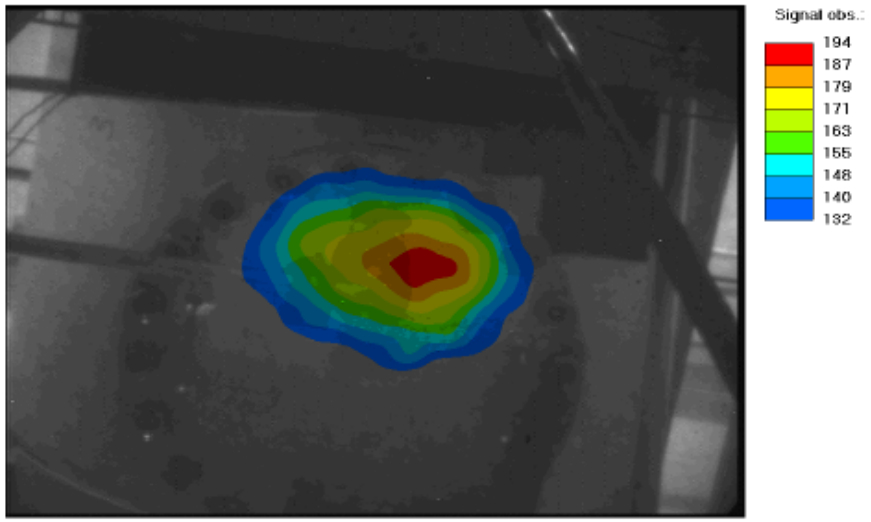
On-site image acquisition at Mol, Belgium

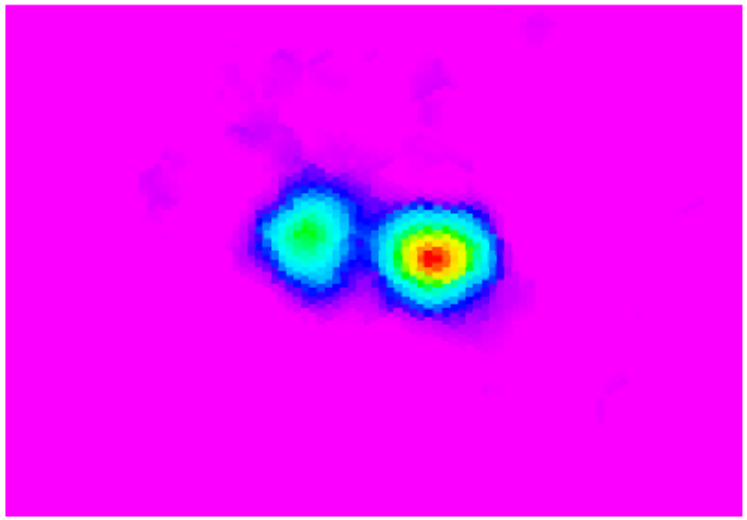


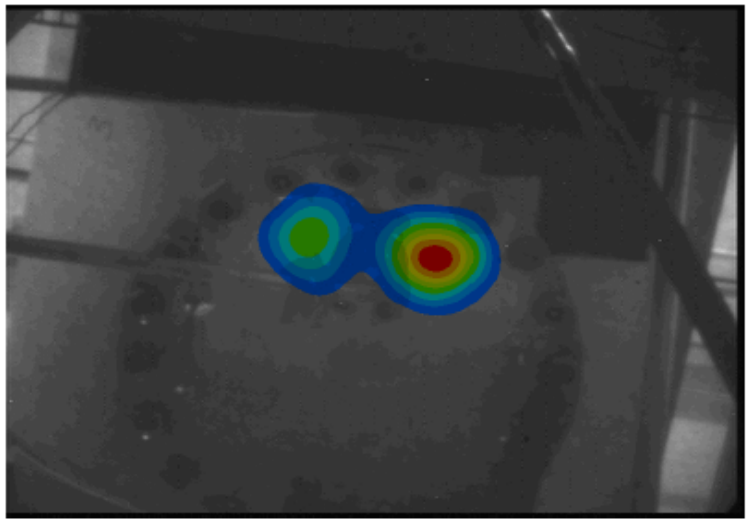
Measurements carried out during break in installation operation

Heat exchange system

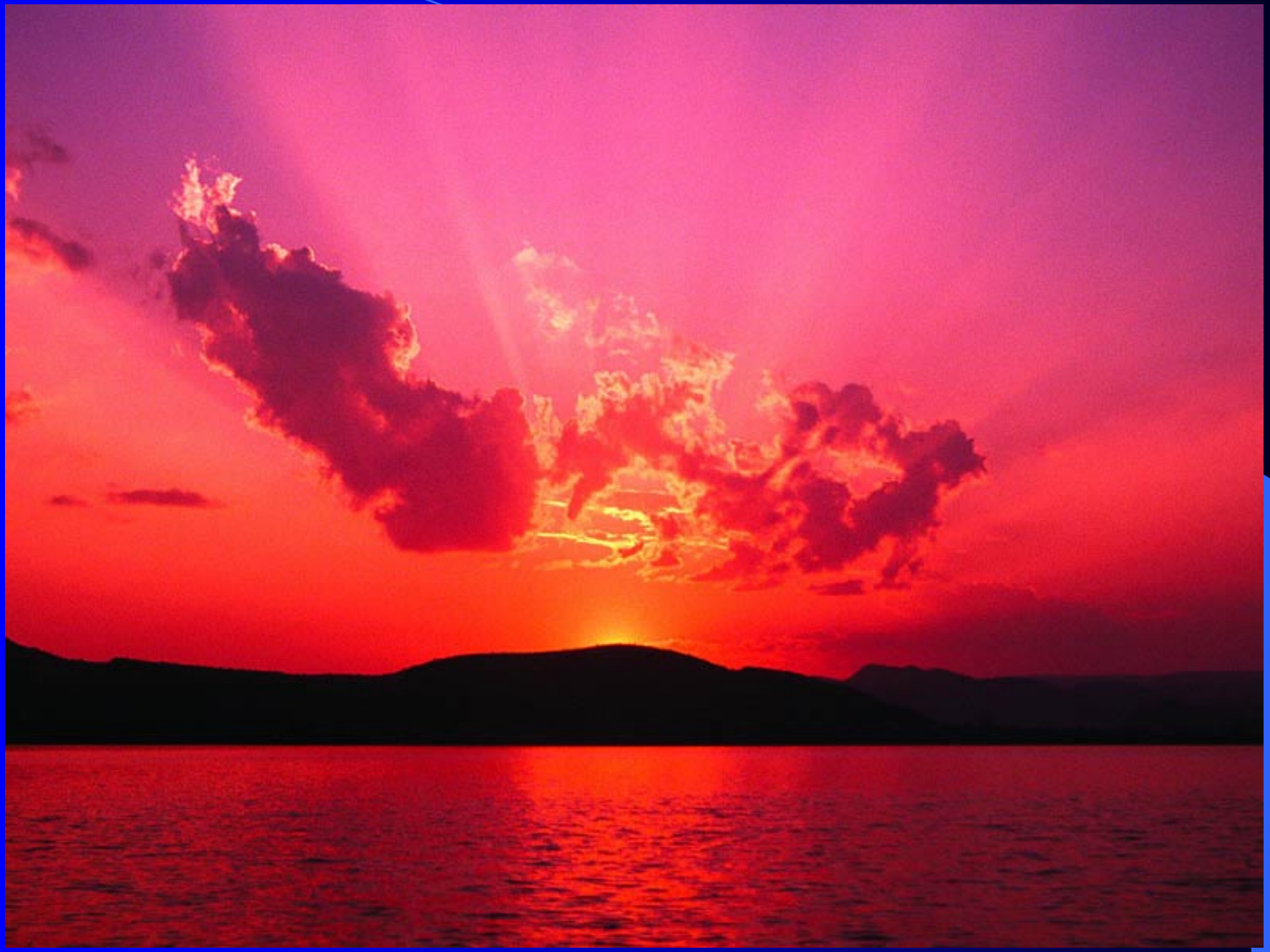
Imaging of same areas with pin-hole and coded apertures







With coded apertures images are acquired in shorter time and have better spatial (angular) resolution



V. Summary, Discussion, and Closing

Summary

L. J. Jardine, LLNL

Session II. Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

Session II was organized to address the waste treatment, storage and disposal issues required to design, construct and implement mixed oxide (MOX) fuel fabrication in a new facility at the Siberian Chemical Combine (SCC) Tomsk site. There are three active Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL)-TVEL contracts in this area. A major new LLNL-TVEL contract (B534513) was signed in March 2004 for a Russian team to perform an integrated technical and economic feasibility (TEF) study to define and compare the technical options required to treat, store and dispose of the radioactive waste from the proposed new MOX Fuel Fabrication Facility (R-MFFF) and from a plutonium metal to plutonium oxide conversion facility at the Tomsk site. Contracts to perform glass and cement R&D (B534521) and to develop performance assessment modeling for low-level waste (LLW) disposal (B534523) were signed in August 2004. Session II discussed the technical issues, plans, activities and processes that are a critical part of that TEF study.

Session II consisted of 20 presentations on waste treatment, storage and disposal by Russian design and supporting scientific institutes, Russian industrial sites, Russian regulators, and LLNL. The focus of the session was the ongoing LLNL-TVEL contract B534513 work scope for a waste treatment, storage and disposal TEF study for wastes generated by the R-MFFF and other associated facilities proposed for the Tomsk site.

First, LLNL provided a framework (Fig. 1) and overview for the scope of the TEF study and related additional contract work scopes. LLNL also summarized the major technical issues to be addressed by the Russian team during the TEF study.

In summary, the TEF is progressing very well and is on schedule. Input data for various technical options have been collected from the multiple Russian organizations participating in the TEF by the All-Russian Design and Research Institute of Complex Power Technology (VNIPIET). VNIPIET is now assembling and integrating the technical options, developing flowsheets and layouts, and performing initial engineering assessments for the various options.

Major technical processes and issues of the TEF are being developed and assessed. These include:

- Specific glass (borosilicate and phosphate) and cement waste solidification processes;
- Extent and means of solid waste segregation and washing to reduce the waste classification to low-level waste (LLW) by removing plutonium and other actinides for separate treatment;
- Design solutions for solid waste storage, including possible LLW waste disposal options;
- Appropriate bounds and definitions of the solid and liquid waste quantities for design given the uncertainty in the specific plutonium conversion technology.

In the meeting, LLNL identified the following needs:

- Provide major R-MFFF milestones in the integrated schedule for waste treatment, storage and disposal as quickly as possible.
- Challenge and change the current 0.2 wt% alpha loading in glass in a GOST standard (SPORO-2002) as arbitrary, low, and lacking a technical basis;
- Obtain estimates of uranium in the wastes in addition to estimates currently provided for Am, Pu, and Np;
- Assess the Radon LLW storage vault design developed with European funds for use at Tomsk;
- Develop one standard package for onsite transport of all solid wastes into the waste treatment building (#17).

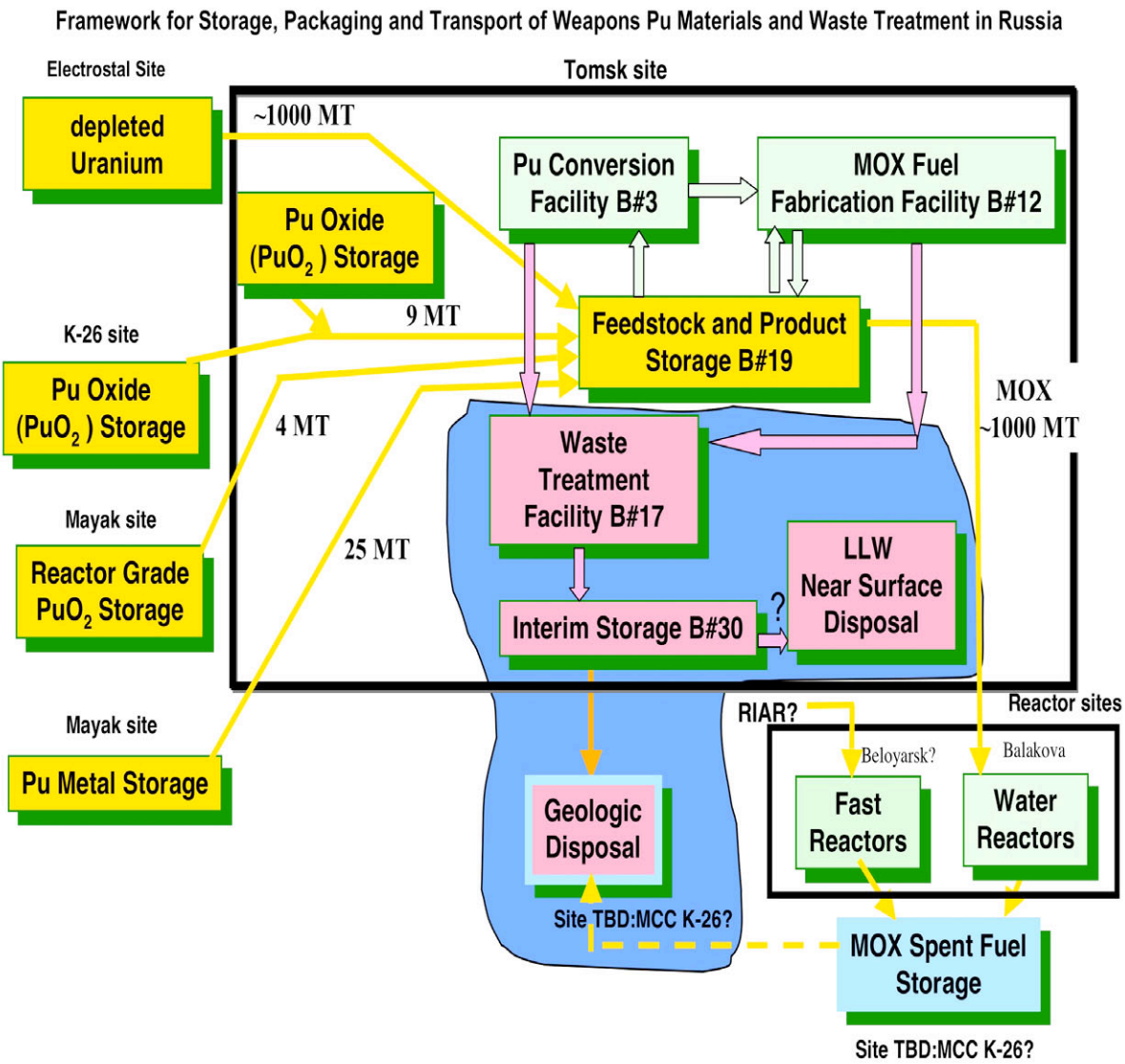


Fig. 1. Scope of the TEF study.

LLNL commended the V. G. Khlopin Radium Institute (KRI) for using previous LLNL Pu immobilization results to more rapidly and soundly develop the preferred borosilicate glass composition for the current TEF waste streams rather than starting from “square zero.” LLNL commended GAN for being receptive to written comments during the development of their new regulations for waste and encouraged others, especially TVEL, to write letters because comments are considered by Gasatomnadzor (GAN), the Federal Nuclear and Radiation Safety Authority of Russia. The IBPh need to develop some specific, second-tier new sanitary requirements for site-specific wastes at Tomsk was identified. The use of existing boreholes for some liquid wastes as a safe and most cost-effective solution was discussed but the poor public perception of implementing this approach was recognized by attendees.

Regarding other TEF issues, the A. A. Bochvar All-Russian Research Institute of Inorganic Materials (VNIINM) stated that Am^{241} volatility from borosilicate glass melters was a major issue but others did not agree that Am^{241} volatility would be significant. Tomsk reported that their current site 16 that is used to store LLW and other wastes would not be suitable for the solid treated wastes from the R-MFFF. This is why the new LLW storage building #30 was added after the DOI was published. Radon's presentations showed several areas where their experience and equipment could be assessed for use for the Tomsk site R-MFFF wastes. Specifically, Radon experience with cementing and LLW storage vault design should be seriously assessed as part of the TEF.

Work on Contract B534523 has started to define and test a methodology for conducting performance assessment modeling of LLW wastes containing small concentrations of long-lived alpha emitters from the R-MFFF.

Work under contract B534521 has been started by KRI to develop the specific borosilicate glass and cement formulations required for the TEF.

Session III. Plutonium Packaging, Storage and Transportation

Session III was organized to address plutonium oxide and metal packaging and storage issues required to design, construct, and implement MOX fuel fabrication in a new facility at the SCC Tomsk site. There are three active LLNL-TVEL contracts in this area. Two new LLNL-TVEL contracts (B534514 and B534515) were signed in March 2004 for a Russian team led by VNIPIET to assess, perform design modifications, fabricate, license and certify a new lid for the current industrial sites PuO_2 TUK-30 containers and by KRI to assess the feasibility of using molecular filters on the new design for modified TUK-30 containers. A third LLNL-TVEL contract (B534520) was signed in August 2004 for a team led by MCC K-26 to design and fabricate glovebox facilities needed to replace the TUK-30 lids, decontaminate PuO_2 containers, and define the NDA measurements required to ship and receive PuO_2 at Russian Industrial sites. This contract will also qualify the current TUK-30 shipping packages for PuO_2 for new transportation physical security requirements.

Session III, which was focused on the topic of packaging, storage, and transportation, consisted of 11 presentations. The TUK-30 container design modernization modifications are proceeding on schedule. LLNL raised the issue, which is not in the current plan, of the need to perform some actual tests of the new seal and lid design before submitting the design to GAN. LLNL requested more detail about the lid seal and thread design and asked that detail be provided on the drawings so industrial sites could better assess contamination and decontamination issues.

LLNL provided a framework and overview for the quantities and types of plutonium-containing materials (PuO_2, Pu metal, MOX fuel assemblies) and uranium materials needed to implement the 2000 Agreement. LLNL also summarized the major technical issues requiring resolution by the Russian teams.

The TUK-30 molecular filter tasks for PuO_2 containers are nearing completion, and the feasibility of these containers has been established. LLNL pointed out the need to continue the work at a larger (~3 Kg) scale at an industrial site with full size containers and requested a proposal. A place to manufacture such filters will be required should these filters be selected for use; KRI has suggested this capability be established at the KRI site.

The MCC K-26 PuO_2 packaging and handling and physical protection tasks are progressing on schedule with all subcontracts in place.

Significant discussions were conducted on the technical issues involved with reactor grade PuO_2 requiring shipment to Tomsk. A statement of work (SOW) to define the issues with shipping blend stock plutonium from Mayak to Tomsk has been defined and is waiting for U.S. Department of Energy (DOE) approval to prepare a contract. VNIINM proposed a quite broad R&D program to study the PuO_2 properties. LLNL stated the program scope was too broad and needed to be sharpened to the issues involved with the 4 Mt (~1300 containers), not the ~35 Mt (~13000 containers) in storage, requiring shipment and for transportation and interim storage for periods of 1 to 2 months, not 30 years of storage.

It was strongly agreed that the proposed and completed Mayak blend stock (reactor-grade) PuO_2 SOW be initiated as soon as possible because this work is far behind other activities and there are serious technical issues associated with the larger decay heat and radiation levels in reactor-grade plutonium than with weapons plutonium. This complicates handling, packaging, storage and transportation. Failure to start this work will adversely impact the OBIN and technical and economic objectives (TEO).

The Research Institute of Atomic Reactors (RIAR) reported they observed much smaller weight changes of reactor-grade PuO_2 than stated by others based on shipments of PuO_2 from Mayak over eight periods. They did not believe the potential associated pressurization safety issue was likely to be so severe as stated. RIAR would be willing to transfer these results to help plan needed studies for reactor-grade PuO_2 shipments.

The VNIPIET presentation on the feedstock and product storage facility (B19) indicated that the major technical issues were known, and confirmed that this is not a simple building due to the various different types of nuclear materials (PuO_2, Pu metal, UO_2, fresh MOX assemblies) in the building. GAN indicated the transportation and packaging regulations have been drafted or issued to update them to the new International Atomic Energy Agency (IAEA) requirements and follow the IAEA formats very closely.

Session IV. Spent Fuel Packaging, Storage and Transportation

Session IV was organized to address spent fuel packaging and storage issues required to design, construct, and implement MOX spent fuel storage and transportation for irradiated MOX. There are no active contracts in this area. The bilateral agreement requires that the irradiated MOX fuel not be reprocessed, and therefore stored, until all of the 34 Mt in the Agreement has been dispositioned. Some preliminary work was completed by VNIPIET under Contract B506534 several years ago to define the potential needs for storage and transportation. Discussions have remained slow but ongoing about joint work to provide transportation and storage of the existing BN-600 spent radial blanket fuel, and perhaps other irradiated BN-600 components. A SOW has been drafted for Rosenargoatom – Moscow (REA) and VNIPIET to perform a TEF to define the storage and transportation options for the BN-600 radial blanket spent fuel but no contracts have been issued by LLNL in this technical area.

The spent fuel and transportation session consisted of four papers. LLNL summarized the scope of a proposed BN-600 radial blanket storage and transportation TEF. The SOW was negotiated over a year ago but has been placed on a DOE policy hold. RIAR summarized their MOX work with the Japanese and the BN-600 and BOR-60 MOX work. It was pointed out there are 34 irradiated BOR-60 and 15 BN-600 MOX assemblies that require storage that has not been properly planned. RIAR also summarized their work to treat radioactive wastes generated during their conversion and MOX fabrication processes at RIAR. A Khurkatov Institute representative summarized a multitude of instruments developed over the last decades for performing environmental monitoring, including for Chernobyl. The instruments have application for the Tomsk site. Radon expressed an interest also. However, the software has not been certified so that the acceptance of their results by current organizations is not possible.

Appendix A. Agenda

Appendix A. Agenda[1]

LLNL Contract Planning and Review Meeting
State Education Center (SEC), 4 Aerodromnaya Street
St. Petersburg, Russia
November 15-17, 2004

Monday, November 15, 2004, 10.30 a.m.

Coffee 10:00 -10:30 am

I. Opening Of Meeting, 10:30 am

1. Opening Of Meeting .....L. Jardine – LLNL

2. Welcome Address .....A. Rimski-Korsakov – KRI

3. DOE/NNSA Opening Remarks and Comments.....R. Boudreau – NNSA

4. Rosatom Opening Remarks and Comments ..... L. I. Petrova – Rosatom

5. TVEL Opening Remarks and Comments.....A. Uspenski – TVEL

II. Waste Treatment, Storage and Disposal Activities: LLNL Contracts B534513, B534521 and B534523

6. U.S. View of Framework and Technical Issues for Waste Treatment, Storage and Disposal Workscopes for the MFFF-R (Buildings 17 and 30).....L. Jardine – LLNL

7. B534513: Tomsk Site Waste Treatment, Storage and Disposal Technical and Economic Feasibility Study (TEF): Scope, Approach, Design Bases and Requirements, Technical Issues and Problems and Schedule (Buildings 17 and 30 .....A. Shvedov – VNIPIET

8. B534513: Input Data and Technical Results Provided to the TEF by Multiple Organizations Bochvar: VNIINM, Conversion Waste Estimates And Process Input Data: Characteristics and Possible Schemes of Conditioning for Solid and Liquid Radioactive Wastes Generated at the Conversion and Fuel Fabrication Facilities of MFFF-R.....G. Borisov, E. Glavgowski, V. Patushkov and T. Smelova – VNIINM

> 8.1 Bochvar: VNIINM, Conversion Waste Estimates And Process Input Data: Characteristics and Possible Schemes of Conditioning for Solid and Liquid Radioactive Wastes Generated at the Conversion and Fuel Fabrication Facilities of MFFF-R
> .....G. Borisov, E. Glavgowski, V. Patushkov and T. Smelova – VNIINM

[1] This agenda as originally published differs from the Contents. The Contents gives titles and authors of the actual papers and presentations.

Lunch Break 13:00-14:00

8.2 Khlopin Radium Institute: Process Input Data KRI .....A. Aloy – KRI

8.3 Tomsk Siberian Chemical Combine: SCC, The Results Of Research On Potential Use Of SGChE Infrastructure For Liquid Low-Level Radioactive Waste Disposal.....V.N. Mescheryakov, V.V. Lazarchuk, V.V. Balakhonov and V.S. Zagumennov – SCC

8.4 State Specialized Design Institute: GSPI Input Data GSPI .....V. Golentsov – GSPI

8.5 Krasnoyarsk Mining Chemical Combine: MCC K-26: Developing The Option Of Solidified Radwaste Storage In The MCC's Mine Workings .....Konstantin Kudinov and Vitaly Botchkarev – MCC

Coffee Break 15:45-16:00

8.6 Mayak production Association: Mayak Input Data..... S. Rovny and A. Bobylev – Mayak

8.7 All Russian Research and Design Institute of Production Engineering: Alternatives of The Final Stages For RW From MFFF-R Management .....T. Gupalo, V. Beygul – VNIPIPT

8.8 Duratek Ceramic Melter Technology for High Am^{241} Waste Streams.....B. Bowan and R. Meigs – Duratek

8.9 R-MFFF Solid and Liquid Waste Stream Interfaces with the R-MFFF Site ..... Jean Michel Marin – DCS

8.10 Equipment Design Issues for Waste Treatment Facility.....S. Filippov – NIIHM

8.11 Summary of the TEF Data Inputs Provided to All Russian Designing and Scientific Research Institute of Chemical Machine Building.....A. Shvedov – VNIPIET

Day 1 Closing 17:30 pm

Tuesday November 16, 2004: Start 9:30am

9. B534521: Glass and Cement Technology R&D Supporting the TEF .....A. Aloy – KRI

10. B534523: Performance Assessment Modeling Approach and Results for Near Surface Disposal of Alpha Containing LLW: Methodological Approach, Preliminary Modeling And Alpha Containing LLW Near,Surface Disposal Safety Justification Results .....T. Gupalo, V. Beygul, V.Konovalov, and V.Prikhodjko – VNIPIPT

Coffee Break 10:45-11:15

11. Status of Development and Implementation of Waste Management Regulations ..... V. Neretin – GAN/NIERA

12. Regulative Activities and Radiation: Hygienic Problems Connected with MFFF-R Waste Treatment, Storage, Utilization, Transportation and Disposal.....S. Monastirskia – IBPh

13. Design and Operation of Actual “Interim” LLW Storage Facilities at Radon.....Tatiana Lashchenova – Radon

14. Vitrification Of Alpha-Containing Wastes ..... S. Stefanovsky – Radon

15. Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward in Waste Treatment, Storage and Disposal..... L. Jardine-LLNL, A. Shvedov – VNIPIET, and A. Uspenski – TVEL

III. Packaging, Storage and Transportation Activities: LLNL Contracts B534514, B534515 and B534520

16. US View of Framework and Issues for Packaging, Storage and Transportation Workscopes for the MFFF-R (Building 19) .....L. Jardine – LLNL

17. B534515: The TUK-30 PuO_2 Container Design Modifications ..... A. Tokarenko and A. Lazarev – VNIPIET

Lunch 1:00-2:00

18. B534514: Molecular Filters for Use in the TUK-30 PuO_2 Container Modifications.....A. Aloy – KRI

19. B534520: The MCC K-26 PuO_2 Container Activities to Prepare for PuO_2 Shipments, Packing: Storage And Transferring Approaches To Plutonium Dioxide Management Under Contracts B534515 and B534520 .....L. Manakova and V. Botchkarev – MCC K-26

20. Principal Directions of Investigations Required for Development of Specifications for Preparation, Packaging and Transportation of "Old" Power Grade PuO_2 in the Modernized Container TUK-30 ..... E. Glagowski, A. Karnozov, Laushkin and Klepatskiy – VNIINM

21. Approaches to Packaging, Storage and Transportation of Reactor Grade Pu O_2 from Mayak to SCC (Seversk)..... A. Bobylev and S. Rovny – Mayak

22. VNIINM Proposed Blend Stock (Reactor Grade) PuO_2 Work Scope.....E. Glavgowski and A. Karnozov – VNIINM

23. VNIPIET Proposed Blend Stock (Reactor Grade) PuO_2 Work Scope..... A. Tokarenko and A. Lazarev – VNIPIET

24. The Status of Proposed Workscope for the Feed Materials and Product Storage Building No. 19 for the R-MFFF ..... B. Gusakov and A. Tokarenko – VNIPIET, and L. Jardine – LLNL

Coffee Break 3:30-3:45

25. R-MFFF Feed Product and Product Material Interfaces with the R-MFFF Site ..... Jean Michel Marin – DCS

26. Status of Development and Implementation of Packaging, Storage and Transportation Regulations .....S. Ulanov – GAN/NIERA

27. Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward in Packaging, Storage and Transportation ..... L. Jardine – LLNL, A. Tokarenko – VNIPIET, and A. Uspenski – TVEL

III. Spent Fuel Storage and Transportation Activities and Other Technical Papers

28. US View of a Framework and Issues for MOX Spent Fuel Packaging, Storage and Transportation Workscope .....L. Jardine – LLNL

29. The Status of the Proposed Workscope for the BN-600 Radial Blanket Spent Fuel Transportation and Storage TEF ..... V. Burgutin - REA and L. Jardine – LLNL

30.RIAR Activities On Fabrication And Irradiation of 21 MOX Fuel Assemblies With Weapon Grade Plutonium For BN-600 Hybrid Core ..... A.V. Bychkov – RIAR

31. Processes Of Treatment Of Plutonium Containing Wastes Produced In BN-600 MOX Fuel Fabrication ..... A.N. Lukinykh – RIAR

Working Dinner and Banquet at SEC 6:00 pm

Wednesday November 17, 2004

Coffee 9:30-10:00am

Finish any Uncompleted Sessions*

IV. Summary and Discussions.....All

V. Closing .....L. Jardine – LLNL

Lunch 1:30 pm end of meeting

*Note: the meeting will start at 10:30 Monday so out-of-town travelers can arrive. This means Session II will not be completed on Monday and will run into Tuesday. As result, the Tuesday Sessions III and IV may not be completed on Tuesday. If so, they will be completed at the start of Wednesday Sessions.

Проект

программы совещания по планированию работ в рамках контрактов с Ливерморской национальной лабораторией (LLNL)

Государственный региональный образовательный центр (ГРОЦ)
16-18 февраля 2004 г
Санкт-Петербург, Россия

16 февраля, понедельник Начало работы в 10:30

I. Открытие

совещания.....Л. Джардин (LLNL)

.....В.Романовский (РИ)

II. Выступления представителей МЭ США и Минатома

1. Вступительное слово от имени НАЯБ МЭ США..... Ф. Роубек (МЭ США)

2. Вступительное слово от имени Минатома..... Г. Козько (Минатом)

III. Работы по обращению с отходами, их хранению и утилизации на СХК

1. Объем и технические аспекты работ по обращению с отходами, их хранению и утилизации – точка зрения США .....Л. Джардин (LLNL)

2. Объем предстоящих работ по обращению с отходами,) и их хранению и утилизации – точка зрения РФ.....А. Успенский (ТВЭЛ), В. Лазарчук (СХК)

3. ТЭИ по обращению с отходами, их хранению и утилизации на СХК (B534513)

3.1 Обсуждение вопросов организации работы и предварительного графика выполнения работ по обращению с РАО российского завода MFFF-R..... А. Шведов (ВНИПИЭТ)

3.2 Инфраструктура Томской площадки и возможности для обработки, хранения и захоронения отходов .....В. Балахонов (СХК)

3.3 Обзор действующих нормативных требований в области обращения с альфа-содержащими отходами, условиями их переработки, хранения и захоронения. ..... А. Демин и Г. Заручевская (ВНИПИЭТ)

3.4 приемлемости кондиционированных РАО для транспортирования, хранения и захоронения. .....Г. Заручевская (ВНИПИЭТ

3.5 Вопросы в части обращения с РАО, требующие решения и gредложения по их решению ..... А. Шведов (ВНИПИЭТ)

3.6 Действующие в РФ требования и нормативные документы по утилизации низкоактивных отходов и геологическому захоронению – подход ВНИПИПТ ..... В.А. Приходько (ВНИПИПТ)

3.7 Действующие в РФ требования и нормативные документы по обращению с отходами, их хранению и утилизации – подход ГАН ..... В. Неретин (ГАН)

3.8 Состав, сбор, упаковка отходов от американской установки по производству мокс-топлива и обращение с ними – применительно к российской установке .....Ж. Марен (DCS)

3.9 Отходы от производства МОКС-топлива (участки производства твелов и ТВС для ВВЭР-1000)..... А. Дозоров (ГСПИ)

3.10 Исходные данные по твердым и жидким отходам, предоставляемые американской стороной для российского ТЭИ, – текущее состояние .....Л. Джардин (LLNL)

3.11 Опыт ПО «Маяк» применительно к ТЭИ на СХК..... А. Бобылев (ПО «Маяк»)

3.12 Опыт ГХК в разработке ТЭО создания хранилища отвержденных отходов в рамках завершенных контрактов с LLNL .....А. Третьяков (ГХК)

3.13 Наработки ВНИПИЭТ в сфере хранения и приповерхностного захоронения отходов..... А. Шведов (ВНИПИЭТ)

3.14 Наработки ВНИПИПТ в сфере хранения, приповерхностного и геологического захоронения отходов ..... В.П. Бейгул (ВНИПИПТ)

3.15 Технологии цементирования низкоактивных отходов в НПО «Радон».....С. Стефановский (НПО «Радон»)

3.16 Опыт обращения со среднеактивными отходами в НПО «Радон».....С. Стефановский (НПО «Радон»)

3.17 Создание оборудования установок переработки ВАО САО и НАО..... В. Матвеев (СвердНИИхиммаш)

3.18 Французские технологии обращения с отходами завода «Мелокс» и управления ими..... М. Арлан (Cogema)

3.19 Боросиликатные стекла и химические аспекты отверждения отходов с высоким содержанием альфа-активных радионуклидов и серебра..... И. Пегг (Duratek)

3.20 Технологии остекловывания жидких отходов с высоким содержанием альфа-активных радионуклидов с использованием небольших плавителей фирмы Duratek.....Б. Боуэн (Duratek)

<u>17 февраля, вторник</u>

III. Работы по обращению с отходами, их хранению и утилизации на СХК (продолжение)

3.21 Характер и структура отходов, образующихся в зависимости от принятой схемы конверсии оружейного плутония. .....Е. Глаговский (ВНИИНМ)

3.22 Технологии РИ в области обращения с отходами .....А. Алой (РИ)

3.23 Предложения ВНИИНМ по переработке, хранению отходов.....Г. Борисов (ВНИИНМ)

3.24 Подведение итогов, обсуждение проблем и определение дальнейших действий .....Л. Джардин (LLNL) и А. Шведов (ВНИПИЭТ)

IV. Работы по упаковке, хранению и транспортировке

1. Решение вопросов безопасного обращения с PuO_2 при его хранении и транспортировке на ГХК (контракт B522213) и следующий этап исследований .....А. Третьяков (ГХК)

2. Анализ наличия средств транспортирования диоксида плутония, Металлического плутония, оксидов урана, свежего и отработавшего ядерного топлива..... А. Токаренко (ВНИПИЭТ)

3. Объем и технические аспекты работ по упаковке, хранению и утилизации – точка зрения США .....Л. Джардин (LLNL)

4. Работы по модификации и сертификации контейнера ТУК-30 для PuO_2 (B534515) ..... А.Л. Лазарев (ВНИПИЭТ)

5. Молекулярный фильтр для возможного использования в модифицированных контейнерах (B534514) .....А. Алой (РИ)

6. Предложение по оценке контейнеров для оксида плутония, предназначенного для смешивания, и проведению исследований на ПО «Маяк»..... А. Бобылев (ПО «Маяк»)

7. Вопросы упаковки и транспортировки Pu, PuO_2 и ТРО.....С. Герасимов (СХК)

8. Изучение выделения газов из увлажненного диоксида плутония. Рекомендации по конструкции контейнера. .....А.Карнозов (ВНИИНМ)

9. Подведение итогов, обсуждение проблем и определение дальнейших действий.....Л. Джардин (LLNL) и А. Токаренко (ВНИПИЭТ)

V. Работы по хранению и транспортировке отработанного топлива

1. Объем предстоящих работ – точка зрения США .....Л. Джардин (LLNL)

2. Подход к выполнению намеченных работ – точка зрения РФ .....В. Бургутин (РЭА)

3. Обзор работ, выполненных ВНИПИЭТ в области упаковки, хранения и транспортировки отработанного топлива (B506234) .....О. Анисимов (ВНИПИЭТ)

4. Обзор НИР, необходимых для обоснования сухого хранения отработанного МОКС-топлива (контракт B522219)..... В. Велюханов (ВНИИНМ)

5. ТЭИ по хранению и транспортировке радиального бланкетного отработанного топлива реактора БН-600 .....В. Бургутин, А. Афанасьев (ВНИПИЭТ)

~~6. Возможность модернизации существующих ТУК для ОЯТ БН-600.....~~

7. Обращение с отработанным топливом и его хранение на Белоярской АЭС Представитель Белоярской АЭСПодведение общих итогов, обсуждение проблем и определение дальнейших действий.....Л. Джардин (LLNL) и А. Токаренко (ВНИПИЭТ)

Товарищеский ужин в кафетерии ГРОЦ – начало в 18:00

18 февраля, среда – окончание работы в 13:30

Завершение обсуждения вопросов по программе предыдущих заседаний

VI. Подведение итогов, дискуссия и закрытие совещания Л. Джардин (LLNL)

Appendix B. Attendees

Appendix B. Attendees

	Name	Organization
	Robert Boudreau	US DOE
	Phil Roebuck	US DOE NNSA
	Leslie James Jardine	LLNL
	Rick Meigs	Duratek
	Brad Bowan II	Duratek
	LudmillerPetrova	Rosatom, Moscow
	Alexander Uspenski	TVEL, Moscow
	Alexander Dozorov	TVEL, Moscow
	Serguei Ulanov	GAN/NIERA, Moscow
	V. Neretin	GAN/NIERA, Moscow
	George Borisov	VNIINM, Moscow
	Edouard Glagovsky	VNIINM, Moscow
	Andrey Karnozov	VNIINM, Moscow
	Viktor Pastushkov	VNIINM, Moscow
	Tat'yana Smelova	VNIINM, Moscow
	Oleg Mansourov	VNIINM, Moscow
	Vera Prikhodjko	VNIPIPT, Moscow
	Valery Beygul	VNIPIPT, Moscow
	Victor Golentsov	GSPI, Moscow
	Galina Shaburova	Mayak, Ozersk
	Anatoli Bobylev	Mayak, Ozersk
	Konstantin Kudinov	MCC K-26, Zheleznogorsk
	Lydmila Manakova	MCC K-26, Zheleznogorsk
	Vitaly Botchkarev	MCC K-26, Zheleznogorsk
	Vyacheslav Balakhonov	SChC, Seversk
	Sergey Gerasimov	SChC, Seversk
	Vladimir Zagumennov	SChC, Seversk
	Anatoliy Lukinykh	RIAR, Dimitrovgrad
	Aleksandr Bychkov	RIAR, Dimitrovgrad
	Valeri Burgutin	REA, Moscow
	Sergey Stefanovsky	Radon, Moscow

	Tatiana Laschhenova	Radon, Moscow
	Svetlenta Monastirskia	IBPh, Moscow
	Stanislav Filippov	SverdNIIhimmash, Ekaterinburg
	Alexander Rimski-Korsaikov	KRI, St. Petersburg
	Evgeni Anderson	KRI, St. Petersburg
	Valeri Romanovski	KRI, St. Petersburg
	Albert Aloy	KRI, St. Petersburg
	V. Okaminov	KRI, St. Petersburg
	B. Kuznetsov	KRI, St. Petersburg
	F.Trofimenko	KRI, St. Petersburg
	Mikhail Moshkov	KRI, St. Petersburg
	Alexandr Shvedov	VNIPIET, St. Petersburg
	Alexandre Tokarenko	VNIPIET, St. Petersburg
	B.Gusakov	VNIPIET, St. Petersburg
	Andrei Lazarev	VNIPIET, St. Petersburg
	Igor Rybal'tchenko	VNIPIET, St. Petersburg
	A. Demin	VNIPIET, St. Petersburg
	V. Il'in	VNIPIET, St. Petersburg
	Alexandr Afanas'ev	VNIPIET, St. Petersburg
	Alexey Pago	Interpreter
	Katya Shatova	Interpreter

Список

российских участников совещания по планированию работ в рамках контрактов с Ливерморской национальной лабораторией (LLNL)

16-18 февраля 2004 г.

Государственный региональный образовательный центр (ГРОЦ)

Санкт-Петербург, Росси

1.	**Ф.И.О.**	**Организация**
2.	Ф.Роебук	Министерство энергетики США
3.	Л.Жардин	ЛЛНЛ, США
4.	Б.Боуэн	"Дюратек", США
5.	И.Пегг (Англия)	"Дюратек", США
6.	Ж-М.Марин	"Кожема", Франция
7.	П.Энжевин	"Кожема", Франция
8.	Г.Козько	Минатом, Москва
9.	В.Неретин	ГАН, Москва
10.	А.Успенский	ТВЭЛ, Москва
11.	Е.Глаговский	ВНИИНМ, Москва
12.	А.Карнозов	ВНИИНМ, Москва
13.	В.Велюханов	ВНИИНМ, Москва
14.	Г.Борисов	ВНИИНМ, Москва
15.	В.Пастушков	ВНИИНМ, Москва
16.	О.Мансуров	ВНИИНМ, Москва
17.	В.Бейгул	ВНИПИПТ, Москва
18.	В,Приходько	ВНИПИПТ, Москва
19.	А.Дозоров	ГСПИ, Москва
20.	А.Бобылев	ПО "Маяк", Озерск
21.	И.Манаков	ПО "Маяк", Озерск
22.	А.Третьяков	ГХК, Железногорск
23.	Л.Манакова	ГХК, Железногорск
24.	В.Лазарчук	СХК, Северск

25.	В.Балахонов	СХК, Северск
26.	С.Герасимов	СХК, Северск
27.	В.Бургутин	РЭА, Москва
28.	С.Стефановский	Радон, Москва
29.	Т.Лащенова	Радон, Москва
30.	А.Лукиных	РИАР, Димитровград
31.	С.Никулин	НИИХМ, Екатеринбург
32.	В.Матвеев	НИИХМ, Екатеринбург
33.	Е.Андерсон	НПО РИ, С.Петербург
34.	В.Романовский	НПО РИ, С.Петербург
35.	А.Алой	НПО РИ, С.Петербург
36.	Б.Кузнецов	НПО РИ, С.Петербург
37.	А.Трофименко	НПО РИ, С.Петербург
38.	В.Окаминов	НПО РИ, С.Петербург
39.	Ю.Иванов	НПО РИ, С.Петербург
40.	М.Мошков	НПО РИ, С.Петербург
41.	В.Калинкин	ВНИПИЭТ, С.Петербург
42.	В.Рождественский	ВНИПИЭТ, С.Петербург
43.	Б.Гусаков	ВНИПИЭТ, С.Петербург
44.	А.Шведов	ВНИПИЭТ, С.Петербург
45.	А.Демин	ВНИПИЭТ, С.Петербург
46.	А.Токаренко	ВНИПИЭТ, С.Петербург
47.	А.Лазарев	ВНИПИЭТ, С.Петербург
48.	В.Ильин	ВНИПИЭТ, С.Петербург
49.	А.Агафонов	ВНИПИЭТ, С.Петербург
50.	Г.Заручевская	ВНИПИЭТ, С.Петербург
51.	С.Кульд	Переводчик
52.	А.Паго	Переводчик

Начальник отдела
Международных связей НПО РИ М.М.Мошков

Appendix C. Summaries of Previous Meetings

Appendix C. Summaries of Previous Meetings

November 1999 Summary[1]

Forty-four experts from 15 Russian organizations took part in the seminar. They represented Russian scientific research institute centers, planning and design institutes, universities and various industrial enterprises: A. A. Bochvar All-Russia Scientific Research Institute of Inorganic Materials (VNIINM), a state science center (SSC); the V. G. Khlopin Radium Institute (KRI), a scientific production association (SPA); the Scientific Research Institute of Atomic Reactors (RIAR), a SSC; VNIPIPT All-Russian Research and Design Institute of Production Engineering (VNIPIPT); the All-Russia Scientific Research Institute of Theoretical Physics; the Institute of Physical Chemistry of the Russian Academy of Sciences (RAS); the Institute of Ore-Deposit Geology, Petrography, Mineralogy, and Geochemistry of the RAS (IGEM); the Nizhnii Novogorod N. I. Lobachevskii State University; All-Russian Design and Research Institute of Complex Power Technology (VNIPIET); the Scientific Research and Design Institute of Installation Technology (NIKIMT); the State Union Design Institute (GSPI); universities, (Nyzhny Novgorod), the Russian Academy of Sciences; Chelybinsk-7- (Sneshinsk); and the industrial sites of Mayak Production Association; the Mining and Chemical Combine at Krasnoyarsk-26 (K-26); and the Tomsk Siberian Chemical Combine. Most of those participating in the seminar were contractors under these contracts. Representatives of the US Department of Energy and the Russian Federation Ministry of Atomic Energy (Minatom) also took part in the seminar.

Remarks

"The objective is to develop in these Russian projects the engineering and technical bases as well as the Russian approvals needed to conduct industrial scale immobilization of plutonium-containing materials at a Russian industrial site by 2005. Supporting R&D projects are carried out at the Russian Institutes that directly support the specific technical needs of the Russian industrial sites to immobilize plutonium-containing materials.”

Special R&D on plutonium-containing materials is also carried out to support excess weapons disposition in both Russia and the US. This currently includes nonproliferation studies of plutonium recovery from immobilization forms and accelerated radiation damage studies of the US specified plutonium ceramic for immobilizing plutonium."

—L. Jardine, LLNL

Questions

John F. Baker, US Department of Energy, provided a response to the following questions:

What is the main thing for your country [is seeking] from the activity of LLNL and Russian Organizations and from American financial support of Russia on the Pu-problem?

These activities contribute to the US-Russian process of irreversible nuclear arms reductions as well as to both ‘ nonproliferation objectives. Plutonium immobilization provides technical options other than burning MOX fuel in nuclear reactors as a means to disposition excess weapons plutonium.

What was the direct Program goal that was solved during the Meeting?

[1] Taken from L.J. Jardine, G.B. Borisov, *Excess Weapons Plutonium Immobilization in Russia: A Review of LLNL Contract Work*, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL- ID-138361, April 2000.

The St. Petersburg Meeting brought Russian plutonium experts together, in many cases for the first time, from 15 different organizations from within Russia to discuss, exchange, and integrate their plutonium technical work results and future plans. These interactions will provide a sound foundation for defining the future technical activities for both the Russian participants and the US.

What new successes would the American side await from Russian –American collaboration in the future?

The joint goal of the Russian work is to establish a full-scale plutonium immobilization facility at a Russian industrial site by 2005. This work of the meeting and future work will provide the bases for joint decisions, if such a goal can be achieved.

Summary of Scientific Accomplishments

The reports of LLNL contract work presented at the seminar fall into two groups as documented in the published strategy and approach: Group 1, R&D on plutonium immobilization and Group 2, the engineering technology and industrial scale immobilization of plutonium (an overview of contracts). Both groups are also united by the common goal of nonproliferation of fissile materials, nuclear materials security, and the solution of the radioecological problems of Russia, and the world as a whole.

The scientific principles of the incorporation of Pu-containing materials and waste in glass and ceramic matrices were discussed in the seminar.

In its reports, the Radium Institute presented the results of R&D on the development and synthesis of plutonium-containing phosphate and borosilicate glasses and of work on the gathering and generation of raw data for conducting an engineering feasibility studies of the immobilization of plutonium-containing sludges of the Mining and Chemical Combine (K-26) and the Mayak Production Association. A strategic approach to the immobilization of plutonium-containing sludges of the Mayak Production Association was presented. The results of research on the solubility of plutonium in different kinds of glass, their resistance to leaching, and the sedimentation of plutonium from glass melts during prolonged holding production runs were summarized. The approach to the engineering aspects of vitrification is based on the production of borosilicate glass compounds incorporating up to 50% of the mass of the plutonium sludge waste components while microwave heating is performed. A glass melter pilot plant is housed in the hot cell of the Central Plant Laboratory of the Mining and Chemical Combine (K-26).

At the A. A. Bochvar All-Russia Scientific Research Institute of Inorganic Materials, a range of work related to the immobilization of plutonium-containing materials is now under way. It involves the development of glass-like and mineral-like matrices incorporating up to 10 wt% plutonium (phosphate and borosilicate glasses; compounds based on pyroxenes, borobasalts, and garnets), and the study of their basic physical and chemical properties, including determination of the homogeneity, chemical resistance, and leachability of the materials produced. Various process flow diagrams for the handling of plutonium-containing materials by using modern science-intensive methods of solidification, such as induction melting in a cold crucible and vitrification by microwave heating, are being developed and studied (both independently and jointly with other scientific organizations such as: NIKIMT, the Radium Institute, and others). Within the framework of this research, engineering feasibility studies are being carried out to determine approaches and to select the most nearly optimal processing method in order to build pilot and industrial scale plants for handling plutonium-containing wastes, residues, and sludge from past military activities at the Ministry of Atomic Energy industrial sites (the Mining and Chemical Combine, the Siberian Chemical Complex, the Mayak Production Association, the All-Russia Scientific Research Institute of Theoretical and Experimental Physics, the Scientific Research Institute of Atomic Reactors). Alternatives are being determined and a number of studies are currently under way to solve the problem of handling and immobilizing plutonium-containing wastes from future activities related to the conversion of metallic plutonium and the production of mixed-oxide fuel (MOX) in Russia. Furthermore, preliminary research aimed at studying the behavior of immobilized forms under simulated conditions of temporary storage and geological disposal is under way.

At the Radium Institute research has been conducted on adapting existing experience in ceramic synthesis by using plutonium ,and in some cases simulant elements (Ce, Eu, etc.), for experiments to immobilize plutonium and americium. The optimal compositions and conditions of synthesis of Pu-containing ceramics based on zirconium dioxide, zirconium/zirconium dioxide, and pyrochlore have been determined. It was shown that all the ceramics synthesized had high resistance to plutonium leaching. Data have been obtained on the isomorphic capacity of the ceramic matrices.

There were discussions by IGEM of various kinds of crystalline materials (based on zirconates, titanates, aluminates, phosphates, and silicates, including analogs of natural minerals) as possible matrices for incorporation of actinide-containing waste, various methods of synthesizing them (including fusion methods — crystallization, solid-phase reactions), heating and pressing (molding) conditions, and the composition of the gas atmosphere. Comparisons were made of the leaching characteristics of plutonium, americium, and other radioactive and nonradioactive elements under hydrothermal conditions (the Institute of Ore-Deposit Geology, Petrography, Mineralogy, and Geochemistry of the RAS).

The properties of a ceramic developed at LLNL were investigated by three Russian organizations, KRI, VNIINM and RIAR. This oxide ceramic based on the structure of the mineral pyrochlore has been made the baseline composition for the US concept of immobilization of excess-plutonium. The basic results of the synthesis and crystal-chemical analysis of various ceramic samples containing cerium, uranium, and plutonium-239 were presented. New data have been obtained on the specifics of phase formation as a function of the composition and conditions of synthesis of ceramics. Research is now being conducted on accelerated radiation damage using Pu^{238} due to alpha decay and on the effect of such damage on the properties of ceramics when immobilized plutonium containing waste is buried (the Scientific Research Institute of Atomic Reactors, a Russian Federation SSC, KRI and VNIINM.

The conditions for producing a ceramic containing plutonium-238 and the conditions for joint accelerated tests of the radiation resistance of the ceramic from LLNL (the Russian Federation Scientific Research Institute of Atomic Reactors, a SSC; the All-Russia Scientific Research Institute of Inorganic Materials, a SSC; and the Radium Institute) have been drawn up and approved by LLNL experts.

The plutonium-containing waste formed at the Scientific Research Institute of Atomic Reactors during the development and experimental adoption of the pyrochemical process of MOX fuel production has been characterized and classified. Schemes and processes have been proposed for processing these plutonium residues into either reactor fuel and into immobilized forms. This includes work at RIAR related to similar forthcoming tasks in the development of corresponding schemes to process of the first arriving shipments of “weapons-grade” plutonium metal that is converted to oxide using molten salt processes (the Scientific Research Institute of Atomic Reactors, a Russian Federation SSC).

The results of laboratory research on physical and chemical processes of the interaction of plutonium solutions with gneiss-type rocks and materials from the breakdown of engineering barriers of geologic repositories at high temperatures and various pressures (up to 30 MPa) were scrutinized in relation to the problem of the geological burial of immobilized plutonium forms. This research simulates, in an accelerated environment, the actual process of the slow breakdown, by ground water, of the elements of the multibarrier system of the geologic repository for immobilized plutonium-containing wastes and the confinement of most of the plutonium leached from the matrices to the neighboring rock zones of the underground repository. Experiments showed that the increase in pressure associated with depth reduces the strength with which the plutonium is bound to the rocks. In addition, the first results were presented from laboratory research on the physical and chemical characteristics of actual plutonium-containing samples of phosphate and borosilicate glasses, produced by plutonium sludge wastes from weapons-grade plutonium production (the All-Russia Scientific Research Institute of Industrial Technology, the Institute of Physical Chemistry of the Russian Academy of Sciences, and the Mining and Chemical Combine).

Technical and economic feasibility studies have been made of several scenarios at K-26 for the immobilization of plutonium-containing sludges: waste solidification with and without plutonium extraction, with incorporation in matrices of borosilicate or phosphate glass. An underground pilot plant for plutonium-containing wastes and fission product solidification using microwave energy has been installed

in the hot cell of the Central Plant Laboratory of the Mining and Chemical Combine. The plant has undergone radioactive materials testing. Prototypes of the glasses have been produced, with incorporation of simulated and real production waste recovered from storage tanks. The engineering parameters of the solidification process have been determined. Studies have been made of the chemical stability and industrial strength of the glass product and the leachability of certain radionuclide from it (the Mining and Chemical Combine). The microwave melting system was developed and shipped for waste solidification at the industrial site of the Mining and Chemical Combine by NIKIMT.

Thin-film inorganic sorbents based on zeolites and hard-to-dissolve inorganic compounds that are selective for cesium, strontium, and uranium and that have high capacity as well as thermal, chemical, and radiation resistance have undergone testing at the Central Plant Laboratory of the Mayak Production Association. These heat-treated sorption products are said to be suitable for safe long-term storage (the All-Russia Scientific Research Institute of Theoretical Physics, the Ural'sk State Technical University–Ural'sk Polytechnic Institute). A method of removing cobalt and uranium from liquid radioactive wastes and natural waters using special brands of asbestos has also been developed. The method has been tested at the Central Plant Laboratory of the Mayak Production Association. A simple and economical method has been developed for removal of uranium from radioactive contaminated lubricants and cooling fluids, using demulsifiers and decontaminants (the All-Russia Scientific Research Institute of Theoretical Physics).

Research has been conducted on the separation and recovery of plutonium from the glass and ceramic immobilization forms of Pu-containing glass and ceramics from the standpoint of nuclear-weapons nonproliferation (the Radium Institute; the All-Russia Scientific Research Institute of Inorganic materials, a RF SSC).

The results were presented from the cooperation between Russian Federation state science centers and LLNL on the purchase by the US party of a device developed at the Scientific Research Institute of Atomic Reactors, a RF SSC, for washing residual chloride salts from PuO_2 precipitates so that plutonium oxide can be used directly in the US excess fissile-materials immobilization program processes.

There were discussions of proposals on future contracts between LLNL and Russian organizations in the area of plutonium immobilization in Russia. These included contracts related to work on the technology and industrial scale immobilization of plutonium at K-26 and Mayak, as well as R&D on plutonium immobilization in glass and ceramics and on burial in geological formations of immobilized solid forms.

There also were discussions of questions and proposals for the creation of a unified Russian center for the investigation of the chemical and radiation stability of a glass that contains radioactive waste; questions of americium immobilization from future plutonium conversion activities; changes in the properties of immobilized materials during long-term storage and geologic disposal; and expansion of work at industrial sites (the behavior of waste under burial conditions — the Mayak Production Association and the Mining and Chemical Combine) as being key issues en route to success in solving the environmental plutonium problems and the disposition of excess weapons plutonium.

Conclusion

In summary, this was an excellent meeting. The first objective—to bring the Russian organizations, experts, and managers together to review and discuss their work with each other—was achieved. It was remarkable to have 15 different Russian organizations attend a single meeting at a single place.

The papers have now been collected, and once a proceedings is prepared by LLNL, the second objective —to publish a meeting summary and proceedings—will also have been met. These proceedings will document the wide extent of the Russian immobilization activities, provide a reference for the work, and make it available to others.

November 2000 Summary[2]

L. J. Jardine, LLNL

K-26 Site

Nine presentations described the K-26 site plutonium immobilization activities. The third engineering step, the Justification of Investment (JOI), is progressing on schedule. The JOI is being built on two previously completed engineering studies and steps, the TEF and the DOI. These two studies determined that recovery and extraction of the 600 kg of weapons plutonium in the plutonium sludges at the radiochemical plants should not be pursued due to unacceptable economics, environmental impacts of secondary wastes, and radiation exposures when compared to the direct immobilization of Pu-containing sludges. As a result, two direct immobilization options are being developed in the JOI, and work on recovery of plutonium from the sludges has been stopped. The Institutes, KRI and VNIINM, are providing the immobilization technologies to the design team of VNIPIET and MCC K-26.

The total cost estimates developed during the TEF and the DOI for all engineering, design construction, equipment large-scale engineering testing, and start-up testing remain at a cumulative cost of $17.3M (Table 1). The hot radioactive startup is scheduled for early 2005. This cost and schedule is possible only because maximum use is being made of existing MCC K-26 radiochemical plant systems and infrastructures. During the JOI, the plutonium immobilization system design is being modified so as to accept Pu-containing wastes from future MOX fabrication should the Russian Federation locate the industrial-scale MOX facility at the MCC K-26 site. This provision requires adding facilities for sorting solid wastes, an incinerator for combustible MOX production wastes, and some modifications and additions to the melter feed preparation areas. Metallic non-combustible wastes also require some additions. The total cost for adding this MOX fabrication waste immobilization capability is $20.3M, or an increase of $3M. The construction schedule for the plutonium sludge immobilization has not changed. It is necessary to start the plutonium sludge immobilization before the MOX Pu-containing wastes become available because the operating period for sludge immobilization is 13 years.

Table 1. K-26 Integrated Pu containing waste immobilization building cost estimate.

Immobilization Facility	Capital and Engineering Costs	Delta Costs
Only Pu Sludges	$17.3M	-
All: Pu Sludges and MOX Wastes	$20.3M	+$6M - $8M
Only MOX Wastes	$12 to $14M	-

This contract review meeting, previous deliverables from the MCC K-26 team, and other meetings have identified some technical risks that could impact the overall schedule. These technical risks are being addressed by various scientific and design institutes. In particular, they include melter development problems such as (1) melter crucible sealing problems; (2) sludge feed pipe plugging; (3) good glass melting in the crucible center but not at the sides; (4) different glass quality or homogeneity in different parts of the glass melt; (5) localized heating and crystallization into an unacceptable glass product; (6) melter feed loading problems; (7) melt level control; (8) melter temperature control problems; (9) volatility problems; (10) plasma formation in melter; and (11) contamination in the waveguides. At this time, these melter development problems are believed solvable but there is a technical risk of a schedule delay.

To help manage the risks, several things are now being undertaken. The JOI will develop two options in addition to the microwave melter: a ceramic melter and a cold crucible melter. VNIPIET will collect the

[2] Taken from L. J. Jardine, G.B. Borisov, *Immobilization of Excess Weapons Plutonium in Russia: A Review of LLNL Contract Work,* Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL-ID-143846, April 2001.

necessary data for the engineering assessments to be sure the JOI design can accommodate a change of melter, if necessary. A meeting at NIKIMT was scheduled for January 15-17, 2001, with Russian microwave melter experts and two of the US experts who developed microwave melting for Pu-containing materials at Rocky Flats. This meeting will help identify specific corrective actions to help develop the microwave melting technology for the MCC K-26 site and to be sure all unresolved technical issues have been identified.

A project meeting will be held at K-26 in early March 2001 to review progress and findings of the JOI.

Mayak Site

Eleven presentations were made about the Mayak site plutonium immobilization activities. The first engineering step, the TEF, for immobilizing about 1Mt of weapons plutonium in existing radiochemical plant sludges is underway. The TEF will compare the recovery and extraction of the 1MT of weapons plutonium with direct immobilization options using technologies provided by KRI and VNIINM. Comparisons will be based on economics, environmental impacts of secondary wastes, and radiation exposure.

Another Technical and Economic Feasibility study suffers from a slow start but is also underway. This is the integrated TEF, which considers how to treat and immobilize MOX fabrication waste from the industrial-scale facility, if sited at Mayak and not MCC K-26. GSPI will develop estimates of solid and liquid Pu-containing waste streams based on past Russian MOX fuel fabrication experience at PAKET and granite and past engineering studies. KRI and VNIINM will use these results to provide technologies for immobilizing these Pu- containing wastes. VNIPIET will prepare the integrated TEF designs and perform the comparative assessments.

I expressed a concern that the plutonium conversion immobilization TEF for Mayak has not yet been started. This TEF study is a critical element because Mayak has been selected as the site for the plutonium conversion mission, and it has been recognized that the treatment and immobilization of the Pu- containing conversion wastes is a critical first activity. Delaying assessments of waste treatment and immobilization is not preferred. Information needs to be provided back to the plutonium conversion processes in order to optimize designs for both the main conversion process and for waste treatment.

A single integrated waste treatment and immobilization building is being assessed for the Mayak site. It is envisioned that solid and liquid wastes from the plutonium conversion activities (both pilot and industrial scale) can form the basic requirements for designing the building. It is assumed that, for small incremental costs, the immobilization building functions can be modified to also treat and immobilize both MOX fabrication wastes (from the industrial-scale facility, if sited at Mayak, and the PAKET facility for the BN-600 hybrid core) and existing Pu-containing sludges studied in the TEF. The detailed definition of these incremental costs is now underway. Very preliminary estimates have been made for the integrated Pu-containing waste treatment and immobilization building at Mayak for those three types of plutonium-containing wastes. The cost is between $27M to $30M. The cost for a similar building at Mayak that could accommodate only the Pu conversion and MOX fabrication wastes but no plutonium sludges is $16-18M (Table 2). Thus, the difference or incremental capital cost is $9 to $14M to immobilize an additional 1Mt of weapons-grade plutonium at Mayak rather than recover the 1Mt of plutonium from the sludges and return the plutonium oxide to storage and back to the Russian Federation stockpiles. Mayak and VNIPIET will require a hot cell type construction for the plutonium-conversion wastes so the waste treatment costs are significant.

Table 2. Mayak integrated Pu-containing waste immobilization building cost estimate.

Immobilization Facility	Capital and Engineering Costs	Delta Costs
Only Pu conversion and MOX wastes	$16M to $18 M	Baseline
All: Pu conversion, wastes, MOX wastes, Pu sludges	$27M to $30M	$9 to $14M
Only Pu sludges	$20M	$ -

These initial cost estimates are necessarily very preliminary and will be defined and refined during the ongoing TEF studies.

It was agreed to meet at Mayak for three days during February 5-16, 2001, to review progress of both the TEF for plutonium sludge immobilization and the TEF for MOX Pu-containing wastes. An MCC K-26 representative will be invited. The prospects for plutonium conversion waste immobilization will also be discussed.

The RIAR Site

The RIAR site has nearly completed the TEF that identifies the options for immobilizing the Pu-containing pyrochemical wastes. It was agreed to meet in mid-February or early March to discuss the TEF and to define an R&D study that would develop a suitable waste form for immobilization.

Tomsk Site

Tomsk did not present a paper. Tomsk has no current contract for plutonium immobilization. It has been agreed to meet at Tomsk January 11 and 12 to discuss plutonium immobilization options at the radiochemical plant for some existing Pu-containing sludges. Draft SOWs have been received from Tomsk, and they will be discussed at the meeting. Minatom determined that the Pu-containing waste materials from the Tomsk CMP could not be discussed or studied at this time. It is possible that a TEF will be undertaken for the Tomsk plutonium sludges as a result of the meeting.

Spent Fuel Storage Work

The contract for VNIPIET to perform a pre-TEF study has not been signed. VNIPIET staff will visit LLNL November 27-29, 2000, to discuss the pre-TEF and a draft roadmap of the work needed to develop a storage capability and transportation capability in Russia for spent MOX fuel. VNIPIET will arrange a visit to the BN-600 site in 2001 to brief the NPP staff on the study and to collect their data and spent fuel storage needs.

R&D papers, glasses, ceramics and geologic disposal

Glasses

Glasses or glass-like matrixes are being developed by KRI and VNIINM for use in immobilization of various Pu-containing materials at the MCC K-26 and Mayak sites. VNIINM is the lead institute for glass development. VNIINM completed a contract identifying various glass compositions for CMP wastes at Mayak and has just started a contract for identifying glass compositions for Mayak MOX Pu-containing wastes. A new contract for VNIINM using the ISTC partnering process to define glass compositions for immobilizing plutonium conversion wastes with high americium and gallium is in process. A new R&D contract is being drafted for VNIINM to help develop the microwave melter technology together with NIKIMT. KRI has been developing glass compositions for the MCC K-26 and Mayak sites. A new R&D contract for KRI is being put in place to continue work on this glass form.

Ceramics

Ceramics are being developed at a very low level because Russia has no suitable sources of concentrated weapons plutonium that are being considered for immobilization. The low concentration levels of plutonium in Pu-containing materials would be best treated by immobilization in glass matrices rather than ceramics. KRI is the lead Russian institute for development of ceramic matrices for plutonium immobilization. A small R&D contract is planned for KRI to continue development of a granite-perovskite matrix for immobilization of Mayak plutonium sludges but the prospect for continuing ceramic work in Russia is limited.

Geologic Disposal

Geologic disposal is a critical part of the plutonium immobilization activities; it is addressed in all ongoing engineering studies at K-26 and Mayak. Contracts at VNIPIPT have studied behavior of plutonium sorption rock media that are typical of a Russian repository, based on the degradation of Pu-containing glasses made at MCC under simulated geologic disposal conditions. A new VNIPIPT contract continues this work and scales up the experiments. Large (~m^3) migration tests are being conducted in underground rocks using actual radioactive materials under a new LLNL contract. These tests will be looked on by many in the world as leading the collection of critical data needed to validate computer modeling of radionuclide migration in geologic repositories. VNIPIPT also developed an innovative geologic disposal option based on in-site disposal using bentonite for the K-26 JOI; this option dramatically reduces the disposal costs for immobilized sludges from $60-80M to $5M, a savings of $55M to $75M. Further evaluations are being performed to determine if this is a viable option for the JOI at the MCC. Studies of the granite massif at the Nizhnekansky site for a Russian geologic repository were reported by KRI and VNIPIPT. The VNIPIPT data, although limited, estimates projected water infiltration rates (flow time) in the granite massif to be on the order of multiples of 20,000 years to travel 1 km. This time can be thought of as multiple plutonium-239 half-lives.

The geologic disposal work at Mayak was reported by the RAS-IGEM and VNIPIPT. These papers showed that substantial work has been completed for the Mayak site regarding geological and engineering studies. The Mayak site is ready to begin detailed, specific site investigations; engineering studies; and development of an underground laboratory required to locate and license a geologic repository at Mayak.

The coupling and integration of immobilization activities with long-term storage and geologic disposal of an immobilized waste form is also recognized. A series of integrated contracts are being developed for VNIPIPT, KRI, VNIINM, RAS-IPC, Mayak, and MCC K-26 to address these complex, coupled issues.

Accelerated Radiation Damage Studies of the US Pu Ceramic for Immobilization

The three institutes, RIAR, VNIINM, and KRI, are performing a series of measurements on Pu^{238} and Pu^{239} ceramic samples with the US-specified ceramic composition. LLNL experts provided the fabrication procedures and non-radioactive ceramic precursors materials. The samples with plutonium were fabricated by RIAR and shipped to VNIINM and KRI for additional measurements. The Russian experts met in October 2000 in the US with US experts to discuss the preliminary results and plans for the future. The Russian measurements can supplement the US data. It was agreed to extend the Russian contracts to April 2002 so that additional accelerated radiation damage measurements can be made. A future decision will be made whether additional Pu^{238} samples need to be fabricated in Russia.

Other Contracts

The success of transferring the RIAR salt washer hardware for PuO_2 to LLNL can not be understated. It is a remarkable achievement and the first known example of a Russian plutonium processing technological piece of hardware being transferred to the West and the US The US is looking for additional examples of exporting Russian technology to the US and Russian participants are encouraged to make proposals.

Other papers by VNIINM, IGEM, and Radon provided additional information to the Russian experts on various aspects of plutonium immobilization.

January 2002 Summary[3]

L. J. Jardine, LLNL

Russian Plutonium Disposition at LLNL

Until April 19, 2002, when formally announced in the Federal Register [1], the US was pursuing a dual-track approach to plutonium disposition: immobilization and irradiation in civilian reactors as MOX fuel. In the April 2002 announcement, the US cancelled its immobilization program due to budgetary constraints and the US is now pursuing only a single-track path of burning weapons plutonium in US reactors as MOX fuel.

Russia, however, has always considered plutonium to be a valuable national resource and was extremely reluctant to even consider the immobilization option. Since 1997, LLNL has had the lead responsibility for developing and defining the immobilization technology alternative with the Russians. As a result of solid technical arguments and LLNL contract work performed by numerous Russian Minatom organizations, in the fall of 1999 Minatom changed its position toward the process, and offered to immobilize a portion (1 Mt) of its weapons-grade plutonium during US-RF negotiations of the September 2000 Plutonium Disposition Agreement. This policy shift was unimaginable in 1997, when the Russian plutonium immobilization activities began. Later in the summer of June 2000, the US rejected the Russian offer to immobilize 1 Mt of weapons plutonium at the Mayak and Krasnoyarsk-26 sites. Instead the US negotiated the replacement of this amount with 1 Mt of plutonium oxide for burning in Russian reactors which is contained in the US-Russian Excess Weapons Plutonium Disposition Bilateral Agreement signed in September 2000 by Gore and Kasyanov.

In the summer of 2001, LLNL was directed to begin the close out of Russian activities performed under contracts with Russian organizations on immobilization topics and to not issue any new immobilization contracts. In 2001, LLNL was then assigned the lead plutonium disposition responsibilities for Russian (1) weapons plutonium storage, packaging and transportation and (2) MOX spent fuel storage and transportation. LLNL is currently discussing with the DOE the need to create an assignment, with LLNL as lead organization, that would be responsible for Russian waste treatment, storage and disposal of the plutonium-containing wastes from plutonium conversion and the MOX fuel fabrication facilities. These activities involve the same Russian organizations that participated in Russian plutonium immobilization; these organizations are critical to the success of the RF program.

With the publication of this Proceedings, three years of successful Russian Plutonium Immobilization Project Review meetings have been held and documented - in November 1999, November 2000, and January 2002. The meetings, all held in St. Petersburg, summarized the Russian technical work completed and the implementation status of the Russian Pu Immobilization Program and other Russia-LLNL contracts. By January 2002, over forty-nine LLNL contracts totaling over $7M involving plutonium immobilization, spent fuel storage and transportation, and plutonium storage, packaging and transportation had been issued to six Russian scientific and design institutes and two industrial sites. Over 250 deliverables and technical reports have been generated by these Russian organizations, including VNIINM, VNIPIPT, KRI, RIAR, GSPI, and VNIPIET, and the Krasnoyarsk-26 and Mayak Industrial Sites. Including this document, three technical Proceedings containing over 135 Russian technical papers, written for and presented at these meetings, have now been published [2,3].

This third meeting, for review of recently completed and ongoing Russian plutonium immobilization contract work, was held at the State Education Center (SEC) in St. Petersburg on January 14-18, 2002.

[3] Taken from L. J. Jardine, G. B. Borisov, *Review of Excess Weapons Plutonium Disposition LLNL Contract Work in Russia,* Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL-ID-149341, July 2002.

The meeting was organized by LLNL and the DOE in conjunction with the V. G. Khlopin Radium Institute, and participants represented Russian scientific research centers, planning and design institutes, universities, and various industrial enterprises. Fifty-eight Russian participants attended from 21 Russian organizations, including the industrial sites (Mayak, Krasnoyarsk-26, Tomsk), scientific institutes (VNIINM, KRI, VNIPIPT, RIAR), design organizations (VNIPIET, GSPI), universities (Nyzhny Novgorod, Urals Technical), Russian Academy of Sciences (Institute of Physical Chemistry, IGEM), Radon-Moscow, S&TC Podol'osk, Kharkov-Ukraine, GAN-SEC-NRS and SNIIChM, Minatom and GAN.

Technical efforts have focused on the needs of the Russian plutonium production industrial sites of Mayak, Krasnoyarsk-26, and Tomsk. A strategy and approach for the working immobilization group had been developed and published [4,5] and was being implemented. However, it is now being closed out. The goal was to establish a full-scale plutonium immobilization facility at a Russian industrial site by 2005. Supporting R&D projects were carried out at Russian institutes to meet the technical needs of Russian industrial sites to immobilize plutonium-containing materials. Special R&D on plutonium materials was also being carried out to support plutonium disposition in both Russia and the US, including nonproliferation studies of plutonium recovery from immobilization forms and accelerated radiation damage studies of the US-specified ceramic waste form. This extraordinary cooperation on certain aspects of the weapons plutonium problem progressed remarkably well, and a great deal of work with weapons plutonium has been completed and documented in the past four years.

The joint work has helped Russian specialists gain a better understanding of plutonium supply-and-demand economics. In turn, several Minatom organizations and LLNL reports were published acknowledging that not all Russian plutonium is of sufficient quality for use in a reactor or elsewhere. The Krasnoyarsk-26 and Mayak sites went on record as preferring to immobilize weapons plutonium for disposal rather than to recover the plutonium in some of their tanks for storage and reuse, which is the current Minatom policy and practice. The decisions made by these two sites were based on engineering studies performed by Russian organizations under LLNL contracts with DOE funds based on metrics of costs, schedules, secondary wastes and environmental impacts. Tomsk-7 also wanted to participate in plutonium immobilization engineering studies for their site and a statement of work was negotiated by LLNL to assess ~1 Mt of weapons plutonium. However, the project negotiations were stopped by DOE in April 2001 before a contract was signed. The Russian organizations have performed all their contract immobilization work to the end, in detail and on schedule, knowing it would not be continued with US funds. The sites also stated in these 2002 meetings that they would pursue Minatom funds to continue the development of the immobilization of about ~1.8 MT of Pu at Krasnoyarsk-26 and ~1.5 MT of Pu at Mayak, but were not hopeful of getting Russian funds to continue immobilization as an alternative to the required recovery route. This acknowledgment could lead the Russians to agree not to install the processes required to recover plutonium at future plutonium conversion and MOX facilities to levels of past or current practice. Ultimately, this should reduce the costs of the Russian disposition program and lead to faster reductions of Russia's plutonium inventory.

Based on the January 2002 meetings and discussions, we present the following overall summary and select highlights of the major technical papers. The agenda in Appendix A provides a complete list of the papers by session and paper number.

Session I. Plutonium Storage, Packaging, and Transportation Highlights

1. Russian regulations are not clear. The 1972-73 IAEA requirements (there are sets of IAEA guidelines dated 1973 or 1985 or 1996 that can be followed) are currently followed for plutonium oxide containers at MCC and Tomsk. There is a need to upgrade the current oxide containers that do not have hermetic seals. New rules went into effect in 2001 so Russian organizations will have to upgrade their containers first before shipping oxide.
2. Oxide is worse than metal for long-term storage in terms of potential pressurization. All 400R containers generated from past US-RF joint work are for plutonium metal. There are no acceptable 400Rs for oxide containers. Oxide containers do not meet current RF storage and transportation requirements and need to be upgraded.

3. A decision is needed to either make more old containers or make new containers to the new requirements of a standard size. Considerations must be given to the fact there are higher radiation levels in blended Pu after the isotopics are adjusted in new container designs.

Session II. Spent Fuel Storage, Packaging, and Transportation Highlights

1. Options for storage of MOX spent fuel and the number of sites need to be defined, probably for the Mayak and K-26 sites. The state of the spent fuel transportation fleet needs to be documented. The BOR-60 spent fuel storage situation requires an assessment at RIAR.
2. About 4.5% of the current RBMK spent fuel has leaks in the cladding. The same cladding material is used in RBMKs as in VVERs, but the VVER cladding leak rates are not known.
3. MOX spent fuel produces higher heat loads so spent MOX fuel may need longer water pool storage times, and that could impact the cladding integrity.

Session III. MCC Site Activities Highlights

1. Stopping at the JOI for plutonium sludge immobilization is unfortunate, but necessary, given the US position on immobilization. However, if MOX fabrication is selected for the MCC site, maybe matching $1 of US and $1 of Russian funds can be negotiated to make a MOX fuel fabrication waste treatment facility that can also treat the Pu sludge with its 1 Mt of weapons Pu. The estimated total cost is $20M ($20,000/Kg of plutonium immobilized).
2. Oxide at K-26 for the conversion facility must be shipped, but key issues are where to ship the oxide and what containers to use for Pu that has been in extended storage since 1996. The original design TK-30 storage/transport container for plutonium oxide is not acceptable because it has no hermetic seal and the oxide must be repackaged prior to shipment.
3. Oxide returned for MOX fabrication after blending at the conversion site will have higher radiation doses than the original weapons-plutonium oxide. The special methods required for monitoring systems are not known by the MCC at this time.
4. A MOX fabrication waste treatment study was done at K-26, but more work is needed to bring it to a JOI level of detail.
5. KRI and VNIINM summarized the borosilicate and phosphate glasses they developed for the MCC.
6. VNIPIPT summarized the studies of the storage of vitrified waste and further analyses of heat transfer, radionuclide migration and modeling of the immobilized sludges in the underground MCC facility.

Session IV. Mayak Site Activity Highlights

1. Mayak reported on the new third melter for the RT-1 high-level radioactive wastes that began operating on October 25, 2001. Eighteen million Ci have been vitrified since the new start up. Characterization of the B954 area sludges continued. The challenges of the high S content and the large Al and NO_3 contents are key unresolved issues for Mayak. It must be decided whether to leave these chemicals in or to take them out because they are not radioactive components, complicate the processing, and increase the volume of the solidified wastes.
2. VNIPIET provided initial cost estimate numbers of $70M to $50M for a sludge immobilization facility for Mayak to immobilize 1 Mt of plutonium.
3. The MOX fabrication waste engineering feasibility work is progressing.
4. GSPI has summarized the Paket experience and other work to provide waste stream estimates for a commercial-scale MOX fabrication facility making 286 BN-600 assemblies per year and 100 VVER-1000 fuel assemblies per year. The effects of German, Russian, and French equipment on the waste streams were also assessed.
5. The history of the SNIIChM equipment design and non-standard equipment company in Yekaterinburg was summarized. There, 400 of 1300 people currently work in research. There were as many as 4000 workers in the past.

6. The LD300 Brest reactor, if it were ever to become a viable technology, would have major equipment problems and today could not be built according to SNIIChM.

Session V. RIAR Site Activities

1. No license to process and fabricate weapons-grade Pu fuel in Russia has been considered except in a closed city and this is a major issue.
2. The financing of the pilot plutonium metal conversion line for the front end and the waste treatment processes at RIAR are unresolved issues. The LLNL TEF contract has identified the technical issues and initial cost estimates for waste treatment processes.

Session VI. R&D Support Paper Activities

1. Several papers addressed Am in the plutonium conversion wastes for Mayak. However, nobody addressed the gallium in the wastes, and this is a serious shortcoming that must be assessed in an integrated way.
2. The pyrochemical conversion process wastes were addressed by RAS-ICP.
3. It was claimed by KRI that 1300 – 1600^{0}C ceramic processing of powders for 30 minutes resulted in no significant volatility problems with Am and Ga.
4. Papers addressed the borosilicate and phosphate glass R&D at KRI and VNIINM.
5. Accelerated radiation damage study results of the US pyrochlor ceramics were reported by RIAR, KRI, and VNIINM.

Session VII. Geologic Repository Activities

1. Multiple papers were given by VNIPIPT, KRI, and RAS-IGEM for geologic disposal.
2. A key VNIPIET document for the Russian Federation is a draft plan for developing repository sites near the K-26 and Mayak sites.
3. The fastest possible estimated schedule to obtain operational repositories in Russia is 25 years for the K-26 site and 20 years for the Mayak site but the real time is likely to be much longer.

Session VIII. Minatom Representative Comments on the Meeting

1. Immobilization is not in the Bilateral 2000 Agreement; however, waste treatment problems remain and need to be pursued as part of the Agreement.
2. The US supports the 2000 Agreement, but needs ways to reduce costs and make the program more efficient.
3. New ideas are needed for implementing the Agreement. Technologies must be selected but these technologies must not need dozens of years to implement. The technologies must be safe and provide nonproliferation security. The choices must be economically viable.
4. It must be remembered that when Pu is extracted from wastes, this makes new secondary wastes that then must be treated. Today is different than when in the past plutonium for weapons was the key mission for the RF. Plutonium in wastes is not that valuable as a material now. The main task is to make the plutonium into a very unattractive form for use in weapons.
5. It is extremely necessary to assess existing wastes at the enterprises or industrial sites. The MOX and conversion wastes from implementing the Agreement are insignificant in comparison. Setting up separate facilities only for the Agreement wastes is too extravagant for Russia. We may need to pursue these current existing wastes, plus these new wastes generated from the Agreement in some integrated new facility.
6. The key burden for the technical work must remain on the industrial sites (Mayak, MCC, RIAR). The sites must coordinate and integrate the work of all RF participants performing technical work.
7. Participants are requested to brief Shidlovsky and his department staff, so they will all know the extent of your LLNL work contacts, the work started, the work completed, and your results.

Concluding Remarks

In summary, this was an excellent meeting and the first objective was achieved. The papers have been collected and once this proceeding is published by LLNL, the second objective will be achieved. It was also remarkable to get more than 21 different Russian organizations and such plutonium experts to attend a single meeting at a single place, and to prepare 49 technical papers.

References

1. 19432 Federal Register, Vol. 67, No. 76, Friday, April 19, 2002.
2. L.J. Jardine, G.B. Borisov, *Excess Weapons Plutonium Immobilization in Russia: A Review of LLNL Contract Work*, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL-ID- 138361, April 2000.
3. L.J. Jardine, G.B. Borisov*, Immobilization of Excess Weapons Plutonium in Russia: A Review of LLNL Contract Work,* Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL-ID-143846, April 2001.
4. L.J. Jardine, G.B. Borisov*,* O.A. Mansourov*, Stabilization and Immobilization of Excess Weapons Origin Plutonium*, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL-JC-129790, April 1998.
5. L.J. Jardine, G.B. Borisov*,* O.A. Mansourov, *Immobilization of Excess Weapons Plutonium in Russia*, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA UCRL-JC-132920, February 1999.

January 2003 Summary

L. J. Jardine, LLNL

I. Opening Session

Paper 1*** A. Remski-Korsaikov (Director, KRI) welcomed the participants and emphasized the importance of the work and the meeting.

Paper 2 P. Roebuck (NNSA) expressed appreciation to KRI for the arrangements for the meeting and their patience in accommodating the revised and delayed meeting dates. Several slides were presented which depicted the progress of US-RF joint program agreements and the subjects of current negotiations. He noted that the RF decision to use the Cogema-French technology reduced program technical risks and that the use of the US-DCS design for MOX fabrication (MFFF) reduced program costs and schedules. He emphasized that, as the program proceeds, existing technology should be used whenever possible to reduce technical risk, cost and schedule.

Paper 3* E. Kudryavtsev (MINATOM) emphasized that the program was transitioning to implementation and that results are needed. Production organizations will be the program leaders. Research should be minimal and existing technology be used. There is a lack of RF agreements, such as with France. MINATOM is waiting to understand implementation scenarios, but expects the situation to be resolved in the next couple of months. He stated that there would be a conversion facility separate from the MFFF. In a later side conversation, he added that the RF was considering buying a French system to convert uranium hexafluoride to uranium oxide. Uranium oxide, not uranium hexafluoride, would be transported to the MFFF facility as feed materials.

Paper 3a* S. Ulanov (GAN) stated that the initial step of designation of an applicant for MOX fabrication and recommendation of a site is long overdue. He also reminded attendees that an environmental assessment (EA) needs to be developed as part of the Justification of Investment (JOI) which is a prerequisite to site approvals in the RF. The EA must address waste treatment issues.

Paper 4 L. Jardine (LLNL) stated that the objective of the meeting was to bring together the Russian organizations, experts and managers performing Pu work into one place for four days to review and discuss this work amongst each other. He reflected that this was the 4th Plutonium Disposition Contracts Review Meeting and that it builds upon eight years of interactions, including seven million dollars in LLNL contracted work.

**Only papers submitted in written form and printed in this Proceedings appear in the Table of Contents.

Paper 5 A. Orlova (NNGSU) presented an overview of the three previous LLNL contract meetings. She concluded: In summary, when discussing the results of contractual and other work performed on the task of immobilization of plutonium derived from Russian military programs, the following aspects deserve mentioning:

The comprehensive approach taken toward the posed tasks that are approaching their conclusion, the multi-faceted and, in terms of complexity, wide-ranging nature of the work undertaken—all of this being unified by the single goal of preventing the proliferation of nuclear weapons.
The depth and thoroughness in developing solutions, the fundamental approach to research—all aspects that have always been characteristic of Russian science.
The professionalism of the specialists called upon to resolve an important environmental problem, global in scope, all united in a cohesive group of like-minded individuals. The St. Petersburg Seminars have become not only the forum for discussion of scientific reports on contractual work performed, but also a meeting place of good friends.

Paper 6 Dr. Jardine presented a graphic (annotated with AOP task numbers) showing the framework and interrelation of packaging, storage and transportation (PST) and waste treatment work. Current and completed contracts were summarized (Fig. 1).

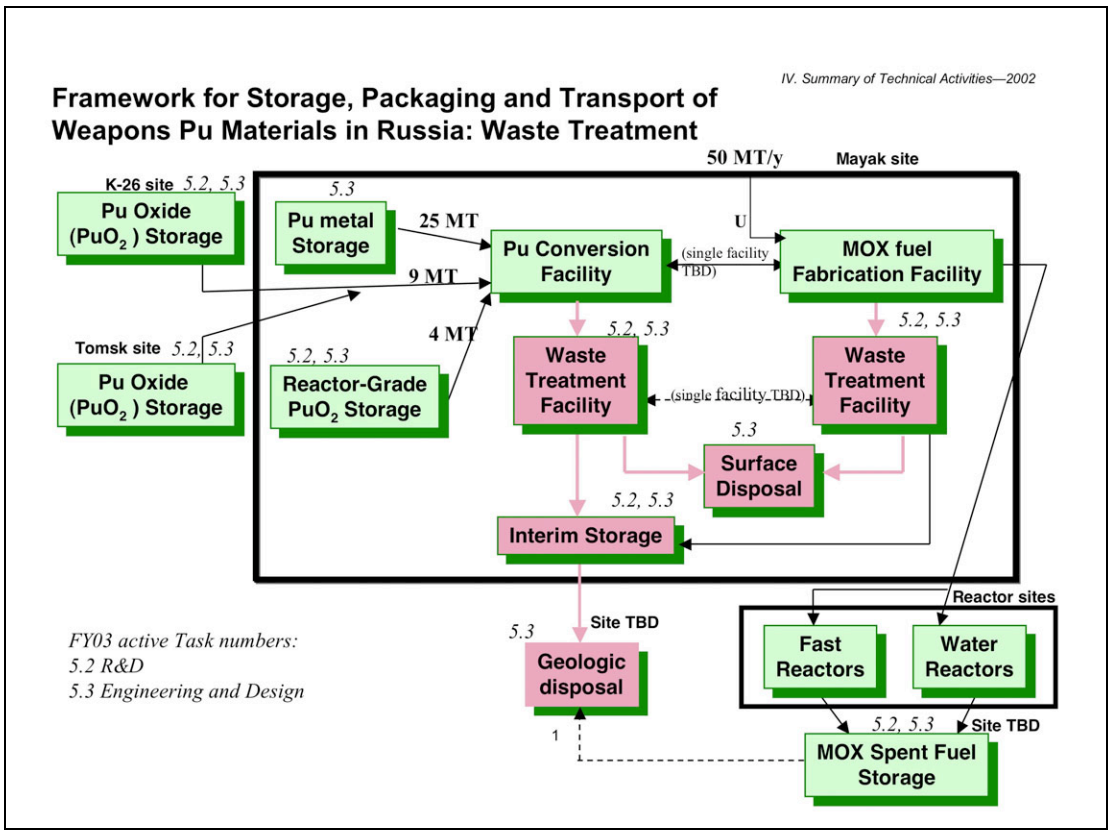


Fig. 1. Framework for storage, packaging and transport of weapons Pu materials in Russia.

Paper 7 G. Borisov (VNIINM) made an appeal to restart the effort to immobilize plutonium bearing sludges at Mayak containing more than 1MT of weapons grade plutonium. He reasoned that if the sludges are not immobilized with the plutonium, the only recourse is to extract the plutonium from the sludges which would add to the amount of excess weapons plutonium in storage. He also stated that the Savannah River melter for HLW was having operational problems and suggested that VNIINM could assist in resolving some of its issues.

II. LLNL Plutonium Disposition Contract Activities

Session 1: Plutonium Storage, Packaging and Transportation

Paper 9-12 A. Lazarev (VNIPIET) made the presentation regarding a just completed assessment of the storage, packaging and transportation needs for plutonium and depleted uranium required to implement the September 2000 Agreement. There are no issues for metal transport at the Mayak site or elsewhere. Plutonium dioxide has some issues to be resolved.

There are about 250 TUK-30 existing shipping containers. Those were designed in 1989-90 and were used until 1995 for rail shipments of plutonium dioxide. The seal of the inner container breaks down after long-term storage and needs to be replaced, as it does not meet current IAEA or RF requirements. He said they would need 90 additional TUK-30 shipping containers and 3 new rail cars to implement the agreement for PuO_2 shipments. He said the 90 containers would cost $1M, but it was not clear what the costs were for.

For depleted uranium needed for MOX fuel fabrication, there are no real problems. Shipments of oxide are made on flat-bed rail cars. There is the issue of how and where to convert UF_6 into oxide in the RF. Kudryratsov MINATOM injected the RF was considering buying a French Cogema conversion technology system which would give them the correct U_3O_8 powder forms for fabricating MOX fuel in the DCS.

For fresh MOX shipments, the current RF TK-C5 containers for VVER-1000's need to be modified. The current TK-S-5 containers for LEU fuel may not work. He said 20 containers were needed and this would cost $2M to complete the certifications. No R&D is needed. It was suggested by MINATOM the French methods for fresh MOX shipments might be used and save money compared to redesign of the RF MOX fuel containers but the Russian participants were skeptical.

Paper 13 A. Tretyakov (MCC) discussed the new contract work for plutonium oxide storage and packaging at the MCC and other plutonium dioxide issues. MCC has been working on a new storage facility for PuO_2 for four years. The facility can start operations in 18 months. (From other conversations, the US MPCA program is considering contributing $3M of funding for this new storage facility). The current PuO_2 containers have some issues. They were intended for a short-term storage design life. The containers are not hermetically sealed and seals can degrade with storage time and need replacement. They observe weight increases during storage due to moisture absorption through seals. He said hermetical sealed containers may be best for long-term storage but they have a lot of the current TK-30 type containers and no experience with hermetically sealed containers. Sealed containers offer operational issues due to possible internal pressure when stored for long periods

He repeated the December 4 – 6 meeting at the MCC hosted by LLNL allowed a discussion of current oxide issues and a consensus on how to proceed. It was agreed best to modify the existing TK-30s to meet IAEA and RF current requirements rather than the AT-400 R's being pursued by VNIINM and VNIITF. No hermetical seals will be used during storage in a redesign but a filter (metal) developed for the space program Pu^{238} heat sources will be used to prevent contamination and internal pressurization during storage. For transportation, the filter will be sealed to comply with IAEA requirements.

During questions, he said a certification for TK-30 was issued for 3 years but shipments stopped in 1995 and no one paid to renew the expired certifications for shipment so that technically the TK-30's were not certified currently. He also said that if necessary, PuO_2 could be transferred to the new containers needed for either transportation or for receipt at the DCS facility.

Paper 15**[*] L. Jardine (LLNL) summarized the experience of LLNL using the RIAR salt washer at LLNL. To date over 60 kgs of impure weapons plutonium have been processed through the RIAR salt washer and placed into 3013 containers for transport to SRS for disposition. LLNL wants to purchase one more RIAR salt washer and is discussing this with RIAR.

Paper 16 L. Jardine (LLNL) summarized the US 3013 standard for plutonium oxide and the systems in use at LLNL to load such containers. The US 9975 shipping package for 3013 cans was described and this is the only current US certified shipping container for PuO_2 containers.

Paper 17 A. Sokolov (VNIITF) discussed their design experience in modifying the AT-400R for PuO_2. This was done by a VNIINM subcontract. The AT-400R internal container for PuO_2 is 250mm and very large when compared to the 154mm for the RF TUK-30 container or 125mm for the US 3013 container. The AT-400R fits into a 304 liter drum and has a weight >100Kg. This means the AT-400 R's must go into a heavier security overpack. The container design uses screws which the Industrial production sites do not like. To deal with pressurization, the inner PuO_2 container is proposed to vent through filters into the outer container. He projected two years would be required to certify the design.

Paper 18 E. Glagowski VNIINM discussed the R&D needs for plutonium storage. Storage for tens of years will be needed. Metal poses no problems and is being loaded today into AT-400R's. PuO_2 has serious issues and questions such as weight gains of 1 to 1.5% during storage because of non-hermetic seals. Firing oxide to 1000–C causes loss of the oxide ceramic properties (as done in US) and sealed cans during storage scare RF industrial site operations because of possible pressurizations. He advocated a standard NDA system as he has been developing for each site either shipping or receiving PuO_2 or metal. The current TK-30 seals have high maintenance requirements and need to be replaced.

He concludes a big program for R&D is needed for storage and transport and outlines the contents of a plan. Issues of formation of gases during storage due to water, powder surface area changes, sealing materials, filters, and container seals need to be studied. Large-scale tests with 4-5 Kgs of PuO_2 are needed which implies industrial sites work and not VNIINM. He indicated the different (smaller) diameter for the TUK-30 versus the AT-400R will require some work for the NDA systems being developed jointly with LANL. Glagowski mentioned the need for a US-RF workshop on PuO_2 storage and transportation issues of gas formation, radioloysis products, and container filter venting.

Paper 19 A. Karnozov (VNIINM) summarized long-term PuO_2 storage issues based on completed R&D work in the RF and the US. He cited studies of gas generation versus temperature rise for PuO_2 prepared by different methods of oxalate or NH_3 precipitation, water surface layer characterizations, lattice spacing changes and crystalline phase changes. He stated more R&D work was needed.

Paper 20 E. Glagowski (VNIINM) summarized the NDA system under joint development with LANL for the past four or more years. The system measures weight, passport data and uses three measurement systems using N-N coincidence (± 0.5%), gamma-spectroscopy (±0.5%) and neutrons (±1.5%) measurements.

Paper 21 O. Mansourov (VNIINM) presented a summary of a laser-based analysis system to measure PuO_2 powder characteristics and sizes. It is manufactured in the RF and can be exported to the U.S.

Paper 22 V. Kisly (RIAR) summarized the containers used at RIAR for storage and transport of plutonium, HEU and LEU/DU. Fresh fuel and spent fuel containers for BOR-60 and BN-600 storage and shipments were summarized. He summarized the needs to implement the current September 2000 Agreement using the BOR-60 and BN-600 and using RIAR technologies.

[*]**Some papers, originally scheduled in the Agenda, were not presented or submitted, including papers 14 , 26, 30, 61, and 62.

Session 2: Spent Fuel Storage, Packaging, and Transportation

Paper 24-25: O. Anisimov (VNIPIET) summarized the RF spent fuel storage and transportation systems for the disposition of the 38MT of blended weapons plutonium. This amounts to ~100 MT of BN-600 and ~800 MT of VVER-1000 spent fuel. These existing RF infrastructures can treat such loads of spent fuel using current casks if they not are loaded to capacity. Extra heat and radiation of spent MOX fuel require less loadings per cask. Pools should be able to store such spent fuel if managed properly. Development of new casks may be merited as some existing casks are getting old and the reduced loading will increase costs.

Paper 27 I. Kadarametov (VNIINM) provided an excellent summary of the RF spent fuel storage situation. Spent fuel is generated at 850 MT/year and there is ~14,000 MT of spent fuel today with projections of 23,000 MT by 2010. The three RBMK NPP sites will reach full storage capacity in 2006 at Kursk, 2007 at Leningrad, and 2008 at Smolensk so that the new dry storage facility at K-26 is critical. He summarized efforts to reduce volumes of spent fuel by extending burn-up, including burnable poisons and new cladding alloys as a means to reduce the spent fuel inventories requiring storage or disposal.

For spent MOX fuel, he said cooling will have to be from 2 to 6 times longer than for LEU spent fuels. France is using dry storage of MOX spent fuel but at a major reduced cask capacity of 8 instead of 36 assemblies per cask (and an increased cost). He is preparing a summary of the R&D needs to support storage of MOX spent fuels in Russia.

Paper 28 A. Kolydadin (KRI) summarized work he performed on oxidation rates of real RBMK spent fuel under different atmospheres and temperatures and times. Irradiated spent fuel oxidizes faster than un-irradiated spent fuel.

Paper 29 M. Ivanov (NITI) summarized work done to support the RBMK UKH-104 dry metal-concrete storage cask. He reported modelling work of thermal cask characteristics.

Papers 31-33: These papers summarized the use of non-metals for containers and engineered barriers for geologic disposal of radioactive waste. This is an initiative created by LLNL to examine how Russian technologies might be applied. The materials were SiC (Lutcsh Ceramics), SiO_2 (Shakolite), and basalt (stone) castings (Peruralsky Plant).

Session 3: Waste Treatment for Plutonium-Containing Wastes from RF Conversion and MOX Fabrication Facilities

Paper 35 G. Borisov (VNIINM) summarized the waste streams from the US DCS MOX fabrication plant based on data obtained from the web site of NRC. He proposed methods for treating the wastes at the Mayak site using existing Mayak systems in many cases. He pointed out Russia has no geologic repository for alpha wastes like the US so that long-term storage will be required in the RF. He also acknowledged the lack of waste acceptance requirements for solidified wastes for either near-surface burial or for geologic disposal which are needed now by the RF.

Paper 36 A. Dozorov (GSPI) summarized the projected waste streams from MOX fuel fabrication based on RF experience at Mayak (Paket). The results were used by VNIPIET, VNIINM and KRI in a TEF for treatment of MOX fabrication waste streams.

Paper 37 A. Shvedov (VNIPIET) summarized the TEF being done for MOX fabrication waste treatment options. Three options are being evaluated in the TEF: plutonium recovery for reuse (Mayak), and two waste treatment flowsheets offered by VNIINM and KRI.

Papers 38-39 A. Bobylev, Mayak, summarized the flowsheets and processes used to recover plutonium from wastes to levels of <200 mg/kg in solids. He also summarized a set of experiments done to establish the time, temperature and acid conditions necessary to dissolve rejected MOX fuel pellets for recycle. These were very interesting and a good set of experiments.

Paper 40 V. Pastushkov (VNIINM) summarized the flowsheets proposed to treat the Mayak MOX fabrication wastes. Some liquid wastes with high alpha go to the existing EP-500 melter. He proposed cold-crucible induction melters to consolidate metal wastes.

Paper 41 A. Aloy (KRI) summarized their flowsheets for treating MOX fabrications wastes. He proposes an iron based cement that results in a more stable form that withstands alpha decays. He stated the RF limit of 6 grams of Pu^{239} in cement waste drums may be too conservative but is a RF regulatory requirement today. The French allow ~3 times higher concentrations.

Paper 42 V. Bondin (MCC K-26) summarized the current MCC microwave melter system in the hot cell. MCC has proceeded with development with its own funds and has installed a pre-evaporator and an external heating system to the microwave melter.

Paper 43 T. Gupalo (VNIPIPT) summarized the approach and strategy for geologic disposal of radioactive wastes in the RF.

Paper 44 O. Mansourov (VNIINM) summarized Bochvar studies with various glass matrices suitable for solidifying MOX fabrication waste streams.

Paper 45 S. Ulanov (GAN) made a presentation. He commented that a nuclear facility siting decision such as for the MOX facility is based on a JOI which must address schedules, radiation safety and the environmental impacts, including waste treatment methods.

III. Plutonium Immobilization Closeouts and Final Contract Reports

Session 4: Engineering and Industrial Site Plutonium Immobilization Contract Activities

Paper 47 L Manakova (MCC) provided a summary of the three LLNL contracts for plutonium sludge immobilization that were completed. This consisted of a TEF, DOI and a JOI. The JOI selected a borosiliate glass to immobilize sludges containing 600-1800 kgs of weapons plutonium rather than to recover the plutonium for reuse. The total capital, design and start-up costs were between $18-21M.

Papers 48-49 E. Antoshin and L. Malisin (VNIITF) summarized work using robotics for removing plutonium-containing sludges at Mayak. The robotic work involved a US company “Red-Dog.”

Paper 50 L. Babokov (RIAR) summarized the TEF that focussed on treating wastes from the RIAR Pyrochemical process and vibpac fabrication technology. He summarized the RIAR progress with the 100 kg of metal conversion completed to date and the use in the BOR-60 and BN-600 reactors.

Paper 51 V. Begul (VNIPIPT) summarized the five contracts performed since 1995 in geologic disposal activities. These contracts totalled $554K.

Session 5: R&D Immobilization Contract Activities

Paper 52 B. Burakov (KRI) summarized the four contracts performed since 1997 with development of plutonium-containing ceramics for immobilization matrices. He made his usual pitch for ceramic matrixes for use as high burn-up reactor fuels.

Paper 53 A. Aloy (KRI) summarized the five KRI glass matrix R&D contracts performed to support plutonium immobilization needs at MCC K-26 and Mayak.

Paper 54 Y. Matyunin (VNIINM) summarized the three VNIINM R&D contracts totalling $581K developing glass matrices for plutonium immobilization.

Paper 55 A. Balashov (VNIINM) summarized a current contract aimed at improving microwave melting for glass matrices. A 5Kw unit has been constructed with external heating and is being tested.

Paper 56 A. Minaev (RAS ICP) provided a paper. He attended but got ill at the conference and could not make the presentation. The paper summarized work immobilizing Am-containing wastes and was done as an LLNL partner ISTC project.

Paper 57 A. Lukinykh (RIAR) summarized the RIAR activities for the accelerated radiation damage studies of the US ceramic composition selected for plutonium immobilization. RIAR prepared the US ceramic composition with Pu^{239} and with Pu^{238}. RIAR characterized samples and shipped pellets to KRI and VNIINM for comparative studies in the US.

Paper 58 B. Burakov (KRI) summarized the KRI accelerated radiation damage measurements of the US ceramic made with Pu^{238} by RIAR. He compared with RIAR and VNIINM where possible and found no major differences.

Paper 59 I. Kulikov (VNIINM) presented the VNIINM results of the accelerated radiation damage studies of the US ceramic prepared by RIAR. VNIINM performed unique positron annihilation measurements on the samples.

Session 6: Other Invited Papers

Paper 60 V. Kisly (RIAR) summarized the RIAR site activities for plutonium conversion and VIPAC fuel fabrication for the BOR-60 and BN-600. He stated (complained) that the US had agreed to pay for safety upgrades for installing the new process line at RIAR. He mentioned the current "stress" between the US and Japan JNC regarding what technology to use for plutonium disposition.

Papers 63-67 S. Stefanowski (Radon), A. Ptashkin Radon (for S. Yudinetsov), I. Tannaev (RAS GEOKHI); A. Orlova (NGSU) and S. Sayenko (Kharkov) gave papers on work related to plutonium disposition but the work was not funded by LLNL The purpose of their attendance was to provide some Russian expert peer review of the LLNL contract work.

Conclusions

In addition to the remarks above describing the presentations at the main meeting, numerous and continuous side meetings were also held in St. Petersburg.

In summary, this was an excellent meeting and the first objective was achieved. The papers have been collected and once a proceeding is prepared by LLNL, the second objective will be achieved. It was also remarkable to get ~23 different Russian organizations and such plutonium experts to attend a single meeting at a single place and to prepare 67 technical papers.

February 2004 Summary

L. J. Jardine, LLNL

Session III. Tomsk Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

A. Shvedov (VNIPIET) provided a brief summary of the technical and economic feasibility (TEF) study and a schedule of major tasks required to implement waste treatment, storage and disposal activities at the Tomsk site. The assumed start-up date for waste treatment was 2009. A. Shvedov discussed the uncertainty and changing regulatory framework and documents for the TEF study and the need to explicitly manage this fact. His schedules show a March 2004 start-up waste treatment, storage and disposal TEF, and a 9/09 waste treatment facility start-up date. This is essentially consistent with the GSPI May 09 Russian Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility (R-MFFF) start-up. He stressed the need for all TEF participants to support the TEF with on-schedule deliverables.

A. Demin (VNIPIET) discussed the existing and developing GAN documents for wastes. He recommended a single integrated Tomsk industrial site regulatory document be prepared for use in the waste treatment, storage and disposal activities. The claim was this would resolve and integrate the inconsistencies and fill the requirements gaps. The alternative was to identify and then revise all the regulatory documents to make them consistent. However, this would take years and perhaps all the proposed revisions could not be obtained. During the revision processes over years, the design and construction would continue. There was discussion of the conflicts inherent in either approach to managing the regulatory uncertainty.

J. Marin (DCS) presented a summary of the solid and liquid wastes from the US DCS MFFF design. The issue of revising these for the R-MFFF was noted. LLNL will formally transmit the solid and liquid waste for use in the TEF once TVEL signs contract B534514.

A. Dorozov (GSPI) discussed MOX fabrication wastes but it was not clear to me if this was old French-German MOX study data or new data adjusted for the US DCS MFFF.

A. Bobylev (Mayak) discussed their experience and previous work estimating wastes based on the Paket facility.[1]

L. Manakova (MCC K-26) discussed the previous MCC K-26 LLNL contract work with LLNL during 1998-2001 where a TEF, Declaration of Intent (DOI) and Justification of Investment (JOI) were successfully completed for immobilizing the MCC K-26 plutonium containing sludge. The JOI also estimated wastes from previous MOX fabrication studies at the MCC K-26.

G. Zarvchovskya (VNIPIET) described the VNIPIET experience with waste storage facilities and low level waste (LLW) near-surface disposal facilities. The various regulatory documents and GOST standards were noted. A concrete container NEK-150-1 for LLW was discussed and its possible application for Tomsk LLW near-surface disposal was noted.

V. Beygul (VNIPIPT) discussed LLW near-surface disposal. He also pointed out the liquid low level wastes from the R-MFFF would be <0.05% of the liquid waste already injected in the boreholes at the SCC Tomsk site.[1]

S. Stefanovski and T. Laschtchenova (RADON-Moscow) summarized their experience in cemented and vitrified LLW forms that may be useful for the SCC Tomsk site. Their LLW near-surface disposal experience was also discussed. Cold crucible glass melting of liquid LLW up to 75 kg glass/hr into 10-l cans was reported. The melter inventory is 130 kg of glass. They have an old solid waste compaction

[1] No paper.

facility (100 MT, 3 m^3/hr), a new compaction facility with 500 MT and 1500 MT, an incinerator (60 kg/h solids, 20 l/h liquids), and a small plasma furnace unit. The cementing facility fills 200-l drums. Radon also has a metallic waste facility that uses organic solvents to remove lose radioactivity. Radon has a lot of experience with regulatory documents because they are an operating facility that treats and disposes of wastes. I recommended that this RADON experience be used to assist in working with the Tomsk waste treatment issues.

V. Matreev (NIIChM) reported on their equipment manufacturing experience with cement processes at multiple Russian nuclear power plants (NPPs) and their glass melter experience for Mayak.[2]

P. Engelvin (Cogema) reported on the integrated French waste management approach. It was noted that treatment of alpha-containing wastes reduces the volume of wastes requiring storage and geologic disposal by 60%.[2]

B. Bowan and I. Pegg (Duratek) reported on their glass melters and how they could use a borosilicate glass to immobilize the high alpha waste stream for storage and disposal. The Ag in the liquid waste is more constraining for borosilicate melter designs than the radioactivity. The two smallest Duratek melters, DM-10 or DM-100, appear sufficient for vitrifying SCC Tomsk high-Am waste streams.

E. Glagovski (VNIINM) seemed to overstate the degree of uncertainty in waste streams for performing a TEF because the decision on Russian technologies for conversion has not been made. Some stated it could be “worked around.” [2]

A. Aloy (KRI) summarized his previous plutonium disposition work on iron phosphate (ceramic-type) cements and microwave glass melter technology for borosilicate glasses and how the work might be applied to the Tomsk site waste treatment needs for the R-MFFF and conversion facility. A. Aloy reported on his planned TEF options of a glass and iron-phosphate ceramic for high Am^{241} liquid streams and cements for other liquid wastes.

G. Borisov (VNIINM) summarized his view of how a down-sized, joule-heated ceramic melter (EP-70) from the Mayak facility could be developed to vitrify the high Am^{241} liquid waste streams as well as spent extraction solvents from the R-MFFF into a phosphate glass. He commented that cement may also be acceptable for the high Am^{241} liquids but this was really unknown because Russia had no related cement solidification experience. G. Borisov reported on his planned TEF options of a phosphate glass and scaled-downed Mayak ceramic melter (with channels for Ag collection) for high Am^{241} content liquid streams. VNIINM also plans to pursue cement waste forms for high alpha liquid wastes.

Session IV. Packaging, Storage and Transportation Activities

Session IV was organized to address plutonium oxide and metal packaging and storage issues required to design, construct, and implement MOX fuel fabrication in a new facility at the SCC Tomsk site. Two new LLNL-TVEL contracts (B534514 and B534515) will be signed in March 2004 for a Russian team lead by VNIPIET to assess, perform design modifications, fabricate, license and certify a new lid for the current industrial sites PuO_2 TUK-30 containers. A third Statement of Work (SOW) has been defined and drafted (B534520) for a LLNL-TVEL contract to design and fabricate glovebox facilities needed to replace the TUK-30 lids, decontaminate PuO_2 containers and to perform NDA measurements required to ship and receive PuO_2 at Russian Industrial sites. The SOW will also qualify the current TUK-30 shipping packages for PuO_2 for new transportation physical security requirements. Discussions are started on a SOW to define the issues with shipping blend stock plutonium from Mayak to Tomsk.

L. Jardine provided a framework and overview for the quantities and types of plutonium containing materials (PuO_2, Pu metal, MOX fuel assemblies) and uranium materials needed to implement the 2000 Agreement. He also summarized the major technical issues requiring resolution by the Russian teams.

[2] No paper.

A. Tokarenko (VNIPIET) summarized briefly the status of the Russian packaging and transportation situation. [3]

A. Tretyakov (MCC K-26) summarized the PuO_2 container storage issues at the MCC K-26. The current PuO_2 containers were not designed for long term storage and as a result there are serious rubber seal and plastic lid problems with the TUK-30's which must be resolved. The TUK-30 transportation system certificates were allowed to expire because the last PuO_2 shipments were made in ~1991 and the certificates need to be corrected to allow any future shipments. In addition the TUK-30 has not been tested for current physical protection requirements and this needs resolution.

A. Tokarenko (VNIPIET) summarized the previously completed LLNL contract work (B512166) on the status of packaging, storage and transportation in Russia. Shipments of UO_2 to Tomsk present no real issues. The PuO_2 containers and TUK-30 shipping packages for PuO_2 need some assessments and modernizations. This is in the proposed new TVEL contract B534515. Fresh MOX fuel containers need to be upgraded from LEU to MOX (TK-C5 to TK-C8) in order to ship MOX. The previous LLNL contract scenarios of Tomsk and the agreed to reactors need to be reassessed and previous study results revised to identify all the packaging and shipping needs but this is only a modest effort of <3 months.

A. Aloy (KRI) summarized their proposed work to examine the molecular filters from the Russian space program once studied by KRI for use to vent PuO_2 containers of He and H_2 but to keep all contamination inside and H_2O outside. They propose to study approximately 17 containers with reactor grade PuO_2 that have been on hold since ~1990 due to lack of funding. This work will be performed once TVEL signs the B534514 contract.

A. Karnozov (VNIINM) discussed Russian experience and scientific understanding of PuO_2 during storage. He claimed 25°C temperature rises of low fired PuO_2 can cause excessive pressures and unresolved safety issues in sealed storage containers. He stated proposed pressures of ~30 atm are theoretically possible in low fired (~450-700°C) PuO_2 during shipment if they become heated. He raised an issue of filter plugging in the KRI molecular filters in PuO_2 containers that has to be resolved. [3]

A. Bobylov (Mayak) summarized their previous plutonium disposition work done for PuO_2 at Paket focusing on the PuO_2 container weight gains recorded during storage. They have not seen pressure increases in storage but their PuO_2 containers are not sealed (but filtered). [3]

S. Gerasimov (Tomsk) reported on their PuO_2 container situation stating their storage was full (1203 containers at January 2004), and that some containers would be moved to MCC K-26 soon. Tomsk supports the idea of a single container design for all industrial sites and TUK-30 modernizations proposed for seals, lids, and transportation. Tomsk also supports defining a unified NDA methodology for measuring all PuO_2 that is transferred between sites. Tomsk has replaced ~40% of the PuO_2 container seals approximately every 4 years. [3]

Session V. Spent Fuel Storage and Transportation Activities

Session V was organized to address spent fuel packaging and storage issues required to design, construct and implement MOX spent fuel storage and transportation for irradiated MOX. The bi-lateral agreement requires that the irradiated MOX fuel not be reprocessed, and therefore stored, until all of the 34 Mt in the Agreement has been dispositioned. Some preliminary work has been completed by VNIPIET in Contract B506534 to define the potential needs for storage and transportation. In addition, discussions are ongoing about joint work to provide transportation and storage of the existing BN-600 spent radial blanket fuel, and perhaps other irradiated BN-600 components. A SOW has been drafted for REA and VNIPIET to perform a TEF to define the options for the BN-600 radial blanket spent fuel.

A. Tokarenko (VNIPIET) summarized the completed B506534 contract that defined the current spent fuel storage and transportation systems in Russia that could be used to support MOX spent fuel. The VVER-1000 casks (TK-10 and TK-13) might be used with significantly less MOX spent fuel than LEU spent fuel

[3] No paper.

because MOX spent fuel is ~2.5 times more radioactive. However, calculations of heat and radiation are needed to define acceptable conditions with more certainty. Similarly, half capacity (15 FAs vs. 35 FAs) of the TK-11 might be used for shipment of BN-600 MOX spent fuel. However the TK-11 are old and may not have renewable certificates when shipments are needed. [4]

V. Veluhanov (VNIINM) provided a summary of the spent fuel storage R&D needs to support MOX as identified in LLNL contract B522219. The Russian experience with LEU spent fuel is useful but limited because MOX will have 2 times the LEU heat content and nearly 3 times the heat release after 50 years of storage. Issues of degradation mechanisms (Zr creep), hydride crack propagation, gas dry storage environment (i.e., N_2 ?) and internal cladding gas pressures due to increase a alpha decay (He) need study to define the operating envelopes.

V. Burgutin (REA) provided a overview of the Russian reactors for use with MOX. He focused on the BN-600, mentioning the radial blanket spent fuel replacement project needs storage (~161 FA's + ~270 FA's stage two). He also stated storage would be needed for all BN-600 MOX spent fuel because the BN-600 pool could not handle the discharge inventory. He summarized a draft SOW to perform a TEF (B534510) for the storage and transportation of the BN-600 radial blanket.

Previous Meeting Summaries

Summaries of four previous annual meetings held in St. Petersburg 1999 through 2003 are reprinted in Appendix C, including this year's meeting. Photos of the 2004 meeting are in Appendix D. The following table gives a breakdown of attendance by year and by organization.

Table 1. Russian organizations represented at a series of annual meetings for Excess Weapons Plutonium Disposition under various contracts with LLNL.

Russian Organizations	Science R&D	Nov. 1999	Nov. 2000	Jan. 2002	Jan. 2003	Feb. 2004
Industrial Sites						
Mayak		X	X	X	X	X
MCC K-26		X	X	X	X	X
Tomsk (SChE)		X	X	X	X	X
Scientific Institutes						
VNIINM	X	X	X	X	X	X
VNIPIPT	X	X	X	X	X	X
KRI	X	X	X	X	X	X
RIAR	X	X	X	X	X	X
VNIPIET		X	X	X	X	X
GSPI		X	X	X	X	X
NIKIMT	X	X	X	-	-	-
C-70 (VNIITF)	X	X	-	-	X	-
SNIIChM		-	-	X	-	X
NITI	X				X	-
Kharkov	X	-	-	X	X	-
Universities						
Nyzhny Novgorod University	X	X	X	X	X	-
Urals Tech University	X	-	-	X	-	-
Russian Academy of Sciences						
RAS IGEM	X	X	X	X	X	-

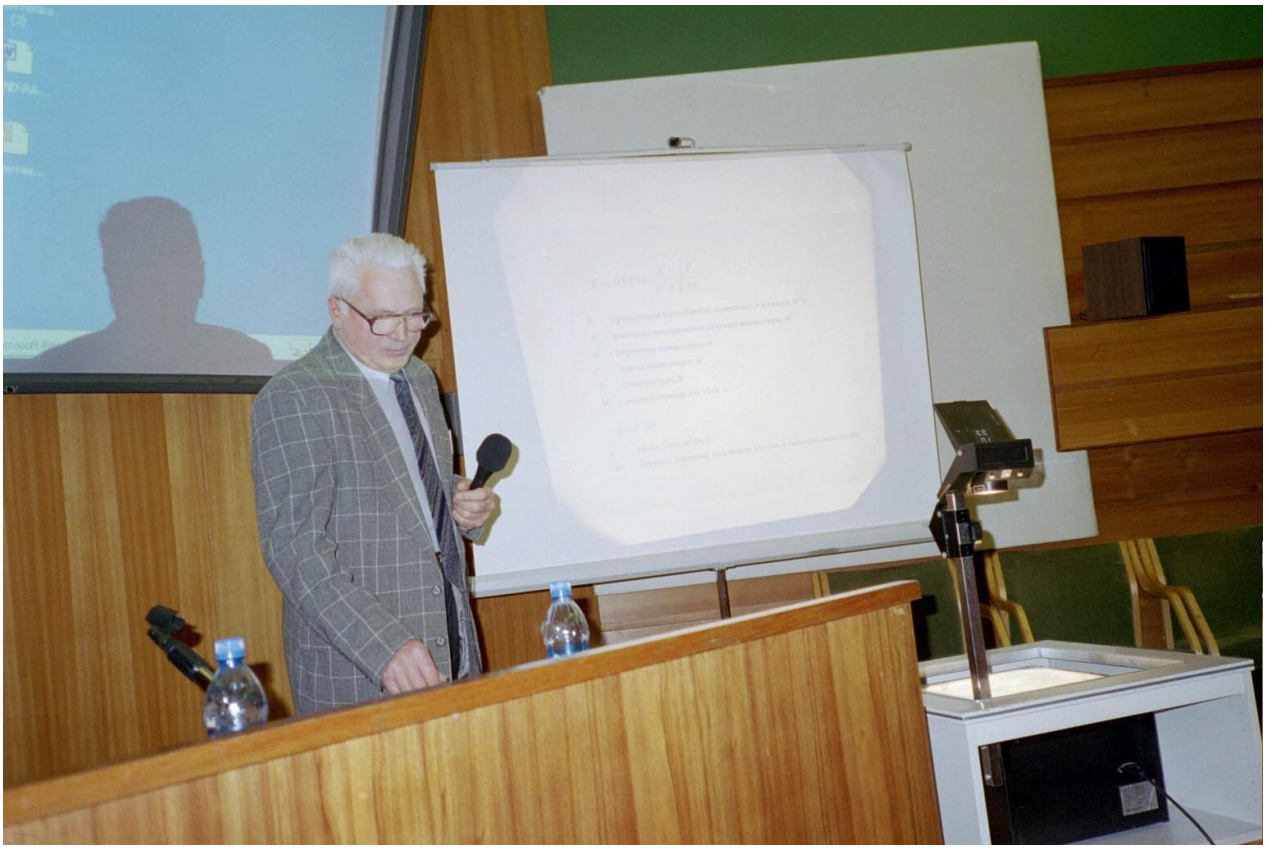
[4] No paper.

RAS IPC	X	X	X	X	X	-
RAS GEOKHI	X	-	-	X	X	-
Moscow Government						
Radon Moscow	X	-	X	X	X	X
Federal Government						
Minatom		X	-	X	X	X
GAN		-	-	X	X	X
REA					X	X
Others						
Lutch Ceramics	X				X	-
Pervourals Castings	X				X	-
Shcherbina Ceramics	X				X	-
Total Russians		44	48	50	60	46
Total Russian Organizations		15	14	19	23	14
Total Papers		40[a]	45[b]	49[c]	57[d]	40[e]
Number of pages		308	319	499	571	
Science and R&D		18	28	31	32	8
Engineering and others		22	12	18	25	32

Appendix D. Photographs from the Meeting

▪ Нормы радиационной безоп
▪ Основные санитарные пр
безопасности (ОСПОРБ-99) С
▪ Санитарные правила обра
(СПОРО-2002) СП 2.6.6. 1168-

VITRIFICARION OF ALPHA-
CONTAINING WASTES:
SIA RADON EXPERIENCE
Presented by
Sergey Stefanovsky

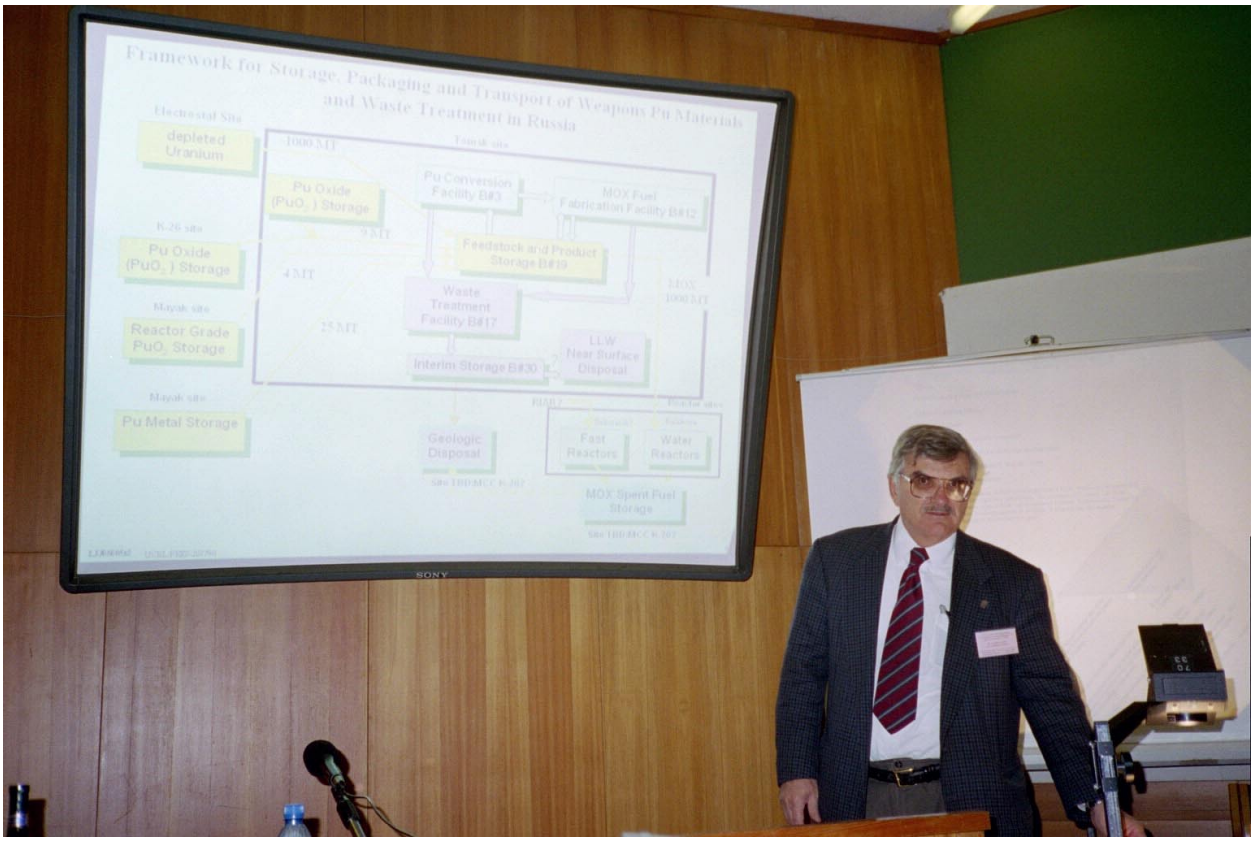


ФГУП "ГХК"

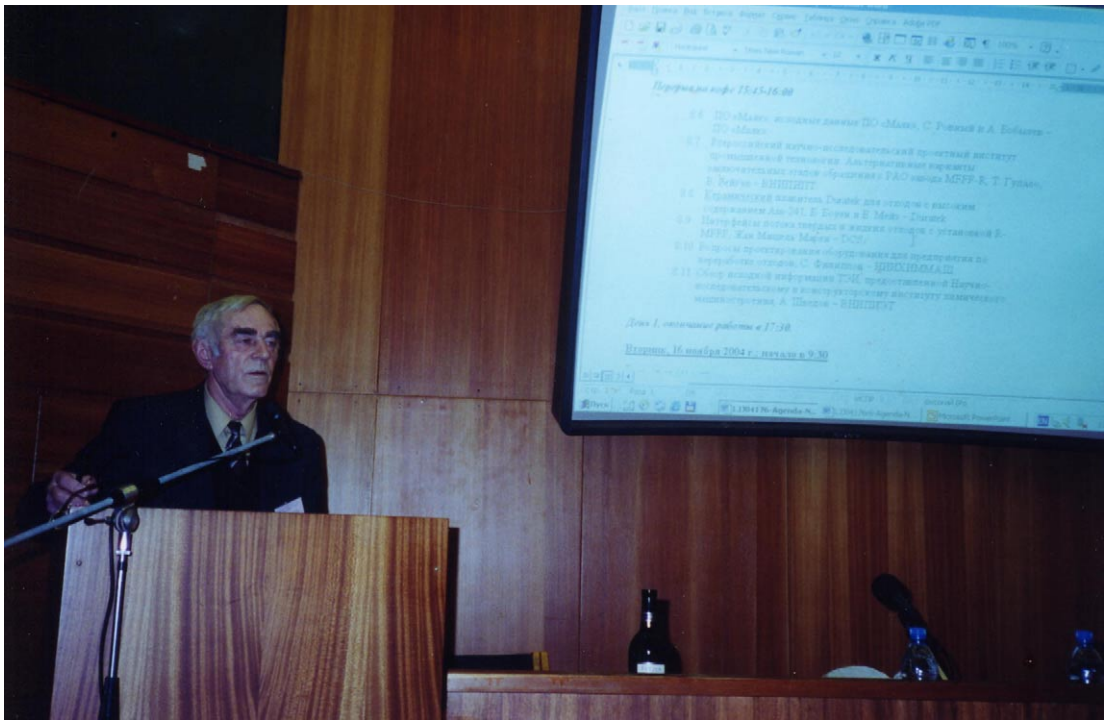
Результаты сравнительного

Результаты сравнительного

Направления исследований,
необходимых при разработке требований к
подготовке, упаковке и транспортировке
«состаренного» энергетического диоксида плутония
в модернизированном варианте ТУК-30.
Орлов В.К., Глаговский Э.М., Карнозов А.А., Клепацкий В.Е
ФГУП ВНИИНМ

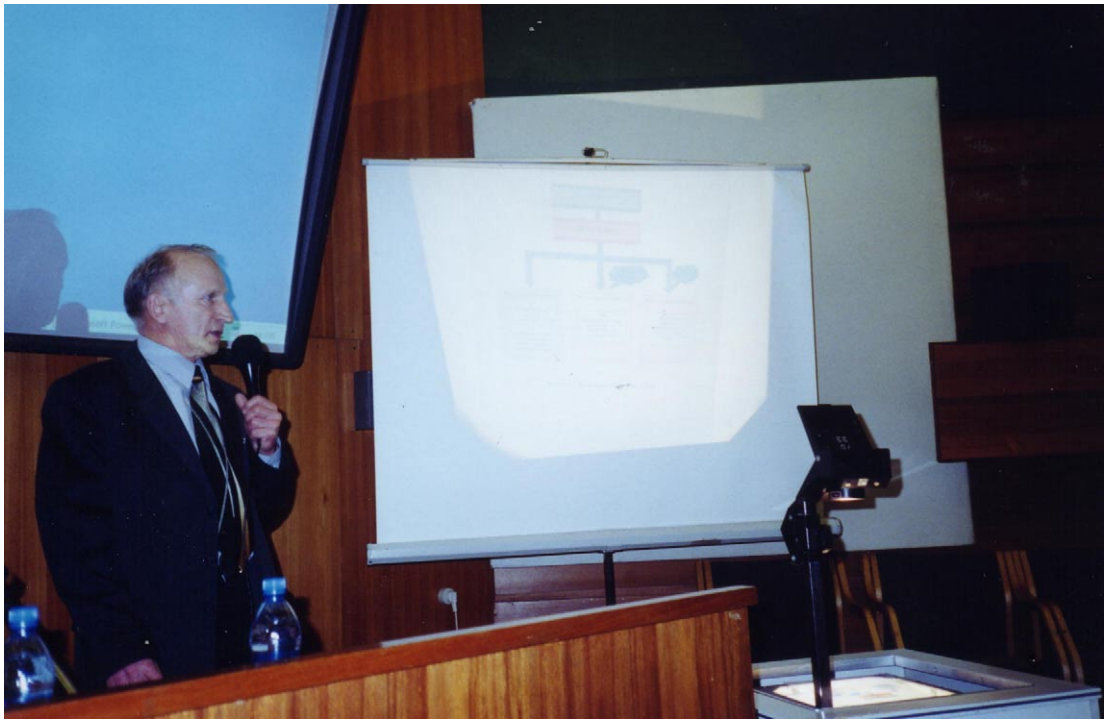

Framework for Storage, Packaging and Transport of Weapons Pu Materials and Waste Treatment in Russia
depleted Uranium
Pu Oxide (PuO2) Storage
Pu Oxide (PuO2) Storage
Reactor Grade PuO2 Storage
Pu Metal Storage
Pu Conversion Facility B#3
MOX Fuel Fabrication Facility B#12
Feedstock and Product Storage B#19
Waste Treatment Facility B#17
Interim Storage B#30
LLW Near Surface Disposal
Geologic Disposal
Fast Reactors
Water Reactors
MOX Spent Fuel Storage
SONY

предварительные результаты
моделирования и обоснования
безопасности приповерхностного
захоронения α-содержащих НАО
Т.А.Гупало, В.П.Бейгул, В.Ю.Коновалов,
В.А.Приходько
(ВНИПИПТ, Москва)



ENGLISH - 1
РУССКИЙ - 4

Альтернативные варианты
заключительных этапов обращения
с РАО завода MFFF-R



Благодарю за внимание

Технико-Экономические Исследования
по вариантам обращения с РАО завода
MFFF-R

Ленинградской национальной лабораторией (LLNL)
15-17 ноября 2004 г.
Государственный региональный образовательный центр (ГРОЦ)
Аэродромная ул., 4
Санкт-Петербург, Россия
Понедельник, 15 ноября 2004 г.
Кофе 10:00-10:10
I. Открытие совещания в 10:30
II. Работы по обращению с отходами, их хранению и захоронению: контракты
LLNL B534513, B534521 и B534523.

Ленинградской национальной лабораторией (LLNL)
15-17 ноября 2004 г.
Государственный региональный образовательный центр (ГРОЦ)
Аэродромная ул., 4
Санкт-Петербург, Россия
Понедельник, 15 ноября 2004 г.
Кофе 10:00-10:10
I. Открытие совещания в 10:30
II. Работы по обращению с отходами, их хранению и захоронению: контракты
LLNL B534513, B534521 и B534523.

Ленинградской национальной лаборатории (LLNL)
15-17 ноября 2004 г.
Государственный региональный образовательный центр (ГРОЦ)
Аэродромная ул., 4
Санкт-Петербург, Россия
Понедельник, 15 ноября 2004 г.
Кофе 10:00-10:30
I. Открытие совещания в 10:30
II. Работы по обращению с отходами, их хранению и захоронению: контракты
LLNL B534513, B534521 и B534523.

ENGLISH · 1
РУССКИЙ · 4

ENGLISH · 1
РУССКИЙ · 4

ENGLISH · 1
РУССКИЙ · 4

Technical Information Department · Lawrence Livermore National Laboratory
University of California · Livermore, California 94551