UCRL-PROC-205662

LAWRENCE
LIVERMORE
NATIONAL
LABORATORY

Excess Weapons Plutonium Disposition: Plutonium Packaging, Storage and Transportation and Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

L. J. Jardine, G. B. Borisov

August 2, 2004

Proceedings of the 5th Annual Meeting for U.S.-Russian LLNL Contract Planning Meeting
St. Petersburg, Russia
February 16, 2004 through February 18, 2004

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.

This work was performed under the auspices of the U.S. Department of Energy by University of California, Lawrence Livermore National Laboratory under Contract W-7405-Eng-48.

UCRL-PROC-205662

Excess Weapons Plutonium Disposition:
Plutonium Packaging, Storage and Transportation and Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

Leslie J. Jardine, LLNL
Russian Projects Manager

Proceedings of the 5th Annual Meeting for
U.S.-Russian LLNL Contract Planning Meeting,
State Regional Education Center,
St. Petersburg, Russia, February 16-18, 2004

Manuscript date: July 8, 2004

Contents

I. Opening Session

Introduction and Welcome, L. Jardine, LLNL, V. Romanovski, KRI 1

II. DOE and Minatom Comments

DOE NNSA Comments and Opening Remarks, P. Roebuck, DOE 4

Minatom Comments and Opening Remarks, G. Kozko, Minatom ..... *

III. Tomsk Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

A Framework and Comments for Discussing RF MFFF MOX Fabrication: Waste Treatment and Disposal Issues , L. J. Jardine, LLNL..... 10

RF View of Framework for Performing Waste Treatment, Storage and Disposal Work Scope , A. Uspenski, TVE, V. Lazarchuk, SCC..... *

Tomsk Site Waste Treatment, Storage and Disposal TEF (B534513*)*

The TEF Scope, Approach and Schedule, A. Shvedov, VNIPIET 31

The Tomsk Site Infrastructure and Capabilities for Waste Treatment, Storage and Disposal, V. Balakhonov, Tomsk..... **

Действующие в РФ требования и нормативные документы по обращению с отходами, их хранению и захоронению – подход ВНИПИЭТ, А. В. Демин, А. А. Шведов, Г. П. Заручевская, *(The Status of RF Requirements and Regulations for Waste Treatment, Storage and Disposal: a VNIPIET View*, A. B. Demin, A. A. Shevdov, G. P. Zarochev, VNIPIET)..... 37

Действующие в Российской Федерации требования и нормативные документы по утилизации низкоактивных отходов и геологическому захоронению РАО, Т.А. Гупало, В.А. Приходько, ВНИПИПТ, Москва 68

Existing requirements and normative documents on low-level waste utilization and geologic disposal in Russian Federation, T. A. Gupalo, B. A. Prikhodko, VNIPIPT, Moscow..... 74

НОРМАТИВНОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ, В.А. Неретин *(The RF Requirements and Regulations for Waste Treatment, Storage and Disposal: a GAN View*, V. A. Neretin, GAN)..... 76

Treatment and Management of MFFF Wastes, J. M. Marin, DCS..... 102

Отходы от российского завода по производству МОКС-топлива (участки производства твэлов и ТВС для реакторов ВВЭР-1000), А.В. Дозоров, В. И. Голенцов *139*

---

* Presentation made but no paper.

** Cancelled or withdrawn.

Waste from the Russian MOX fuel fabrication facility (Bays of manufacture of fuel rods and FA for VVER-1000 reactors), A. Dorozov, V. Golentsov, GSPI 151

The Status of the US TEF input data for the R-MFFF: Solid and Liquid Wastes, L. J. Jardine, LLNL..... 164

Mayak Site Experience Useful for the Tomsk Site TEF, A. Bobylev, Mayak .....*

Обзорное сообщение о результатах выполненных работ по иммобилизации плутонийсодержащих отходов Красноярска-26 в рамках договоров с ЛЛНЛ, К. Г. Кудинов, А. А. Третьяков, Л. Ф. Манакова 165

Plutonium-Bearing Waste Immobilization Work Survey LLNL Contracts in Krasnoyarsk-26, K. G. Kudinov, A. A. Tryetyakov, L. F. Manakova, MCC-K26 173

*Наработки ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» в сфере хранения и захоронения РАО (The VNIPIET Technologies for Waste Storage and Near Surface Disposa*l), А. А Шведов, А. В. Демин, Г. П. Заручевская, ВНИПИЭТ 177

The VNIPIPT Technologies for Waste Storage, Near Surface Disposal and Geologic Disposal, V. Beygul, VNIPIPT .....*

Technologies of Radioactive Waste Treatment: SIA "Radon" Experience, T. Laschenova, S. Stefanovsky, Radon SAI 213

Development of the Equipment for Radioactive Wastes, V. Matveev, NIIChM.....*

The French Methods for Treating and Managing Melox Wastes, P. Engelvin, Cogema .....*

Borosilicate Glasses and Chemistries for Solidifying Liquid High-Alpha Radionuclides and Silver-Containing Waste Streams, (Боросиликатные стёкла различно го химического состава для остеклования (отверждения) жидких высокоактивных отходов, содержащих альфа-радионуклиды и серебро), I. L. Pegg, Duratek 243

Small Scale Duratek Melter Technologies to Vitrify Liquid High-Alpha Radionuclide Streams (*Малогабаритные стеклоплавильные печи Компании «Дуратек» для технологий остеклования жидких высокоактивных отходов, содержащих альфа-радионуклиды),* B. W. Bowan, Duratek 261

Character and structure of the waste depending on the accepted R-conversion facility, E. Glagovsky, VNIINM .....*

Российско-американский семинар по обсуждению контрактов с LLNL в рамках проекта по утилизации оружейного плутония (The KRI Technologies for Waste Treatment and Storage), А. Алой, НПО РИ 283

VNIINM Technologies for Waste Treatment and Storage, G. B. Borisov, VNIINM 300

Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward, L. J. Jardine, LLNL, A. Shvedov, VNIPIET .....*

IV. Packaging, Storage and Transportation Activities

A Framework and Comments for Discussing RF MFFF MOX Fabrication: Plutonium Packaging, Storage and Transportation Issues, L. J. Jardine, LLNL 304

RF View of Framework for Performing Workscope, A. Uspenski, TVEL .....*

Complex Estimate of Packing, Storage, and Transportation of Plutonium, A. V. Afanasiev, G. P. Vinogradova, A. L. Lazarev, A. I. Tokarenko, VNIPIET 308

К вопросу об использовании молекулярного фильтра для хранения PuO_2 (The Molecular Filter for Possible Use in Modified TUK-30 PuO_2 Containers) (B534514), A. Aloy, KRI 313

Study of PuO_2 Behavior During Long-Term Storage, A. A. Karnozov, VNIINM 316

Решение вопросов безопасного обращения при хранении и транспортировании диоксида плутония ГХК и следующий этап исследований (контракт B522213), К. Г. Кудинов, А. А. Третьяков, В. А. Кравченко 321

Safe Handling Solutions For MCC's Plutonium Dioxide Storage and Transferring and Next Study Phase, K. G. Kudinov, A. A. Tryetyakov, V. A. Kravchenko, MCC K-26 328

The Mayak Blend Stock Plutonium Oxide Container Assessment and Study Proposal, A. Bobylev, Mayak ..... *

The Needs of Tomsk for PuO_2 Containers, S. Gerasimov, Tomsk ..... *

Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward, L. Jardine, LLNL, A. Tokarenko, VNIPIET ..... *

V. Spent Fuel Storage and Transportation Activities

A Framework and Comments for Discussing RF MFFF MOX Fabrication: Spent Fuel Storage and Transportation Issues L. J. Jardine, LLNL 351

RF View of Framework for Performing Workscope, V. Burgutin, REA ..... *

Utilizing Existing SNF Storage Infrastructure in the Russian Federation for the Storage of MOX-Spent Fuel, O. P. Anisimov, N. S. Tikhonov, A. I. Tokarenko, Yu. V. Kozlov, N. V. Razmashkin, A. L. Serova, A. V. Barzigin, VNIPIET 355

Summary and Status of MCC K-26 Dry Spent Fuel Storage Facility , K. Kudinov, MCC K-26 ..... **

Обзор НИР, необходимых для обоснования условий сухого хранения отработанного МОХ-топлива, И.М. Кадарметов, В.П. Велюханов, А.Г. Иолтуховский, И.А.Шкабура, ВНИИНМ 362

Summary of Needs Required to Support MOX Spent Fuel: R&D VNIINM Contract B522219, I. M. Kadarmetov, V. P. Velioukhanov, A. G. Ioltukhovsky, I. A. Shkabura, VNIINM 371

Замена бокового воспроизводящего экрана и мероприятия по обращению с ОСБЭ и ОТВС (*ТЭИ по хранению и транспортировке радиального бланкетного отработанного топлива реактора БН-600*), В. Бургутин, (РЭА), А. Афанасьев, ВНИПИЭТ (*The BN-600 Radial Blanket Spent Fuel Storage and Transportation TEF),* V. Burgutin, REA, A. Afanasyev, VNIPIET 380

Spent Fuel Storage and Handling at the BN-600 Reactor Site, TBD (BN-600 site) ..... **

Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward, L. Jardine, LLNL, A. Tokorenko, VNIPIET ..... *

VI. Summary, Discussion, and Closing

February 2004 Summary, L. Jardine, LLNL 406

Appendices

Appendix A. Agenda 412

Appendix B. Attendees 420

Appendix C. Summaries of Previous Meetings

November 1999 Summary 425

November 2000 Summary 429

January 2002 Summary 433

January 2003 Summary 438

Appendix D. Photographs from the Meeting 441

I. Opening Session

Introduction

L. J. Jardine, LLNL

A fifth annual Excess Weapons Plutonium Disposition meeting organized by Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) was held February 16-18, 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, 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 46 Russian attendees from 14 different Russian organizations and six non-Russian attendees, four from the US and two from France. Forty technical presentations were made. The meeting agenda is given in Appendix B and the attendance list is in Appendix C.

The 15 different Russian design, industrial sites, and scientific organizations in attendance included staff from Minatom, Joint Stock Company (TVEL)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), Sverdlosk Scientific Research Institute of Chemical Machine Building (SNIIChM), and Radon PO-Moscow. The six non-Russian attendees included one representative from DOE NNSA, Duke Cogema, Stone and Webster (DCS), and LLNL, and two from Duratek, Cogema-France.

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-four presentations were made on the topic of Waste Treatment, Storage and Disposal (Session III), ten presentations on Plutonium Packaging, Storage and Transportation (Session IV), and six presentations on Spent Fuel Packaging, Storage and Transportation (Session V). In addition, DOE and Minatom summarized the bases for the conference at the beginning of the meeting.

It should be noted that in the year since our last annual LLNL contracts review meeting, several major events occurred that have delayed our technical activities.

First, Minatom and DOE decided and directed that all future LLNL plutonium disposition work should be contracted with TVEL, and not with the specific scientific and design institutes and industrial sites as in past years. As a result, LLNL has entered into discussions with TVEL to define a contracting path and mechanism. TVEL will then provide subcontracts to the same scientific and design institutes and industrial sites that LLNL has worked with since 1995 on various plutonium disposition contracts.

Second, the July 1998 Plutonium Disposition Agreement was allowed to expire by the US and RF governments. This means new work will have to proceed under the 2000 Plutonium Disposition Agreement. This will cause some new, additional contracting uncertainties, especially the lack of a liability Annex with specific details.

LLNL has taken these two major events into consideration and has been able to provide TVEL with three signed contracts for a total of $965,000. They are in the areas of:

- waste treatment;
- storage and disposal and plutonium packaging;
- storage and transportation.

TVEL is currently processing the approvals to sign these contracts so work can start. In addition, LLNL has drafted numerous Statements of Work (SOW) that are under discussion with scientific and design institutes and industrial sites that will become LLNL-TVEL contracts over the next month.

It is anticipated that there will be nearly $2 million in signed contracts by mid-2004. If we can accomplish this, we will be on our way to getting the technical work restarted and, at some time in the future, can hold the next “annual” review meeting.

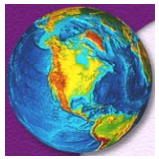
This meeting and the discussions will define where we are and where we are going.

II. DOE and Minatom Comments

ПОДДЕРЖКА ПО ПРОГРАММЕ УТИЛИЗАЦИИ ПЛУТОНИЯ СОХРАНЯЕТСЯ НА ВЫСОКОМ УРОВНЕ

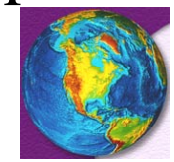
- Возрастает объем финансирования на упаковку, хранение, транспортировку и на обращение с радиоактивными отходами, в то время как начаты проектные работы и подготовка к строительству

2003 Фин.год	2004 Фин.год	2005 Фин.год
$1,150,000	$1,500,000	$2,100,000



ПЕРЕГОВОРЫ

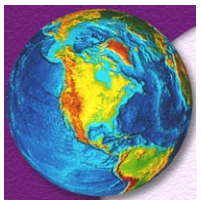
- Россия и США ведут переговоры по Соглашению об Обязательствах
  - После переговоров по Российско-Американскому Соглашению об Обязательствах, между Cogema, DCS и ТВЭЛ начнутся переговоры по Соглашению о Передаче Технологий.
- Выбор технологии по конверсии плутония
- Получение финансирования от Стран Большой Восьмерки (G8)



Program Accomplishments

Philip Roebuck

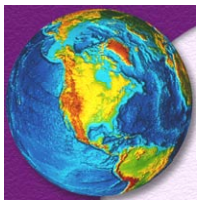
US Department of Energy



Support for Plutonium Disposition Remains Strong

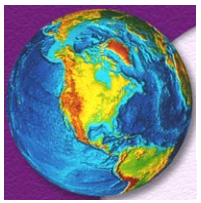
- **Budget (in Russia) for Packaging, Storage and Transportation, and Waste Management Increasing As Detailed Design and Construction Preparation Begins**

FY03	FY04	FY05
$1,150,000	$1,500,000	$2,100,000



Negotiations

- **RF and US negotiate Liability Agreement**
  - **Following negotiation of the RF/US Liability Agreement, Cogema, DCS and TVEL will negotiate technology transfer agreements.**
- **Select Plutonium Conversion Technology**
- **Obtain G8 funding.**



III. Tomsk Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

US View of a Framework and Technical Issues for Waste Treatment, Storage and Disposal Work Scope

L. J. Jardine, LLNL

Introduction to Tomsk Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

Session III 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. A major new LLNL-TVEL contract (B534513) will be 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. This session discussed the technical issues, plans, activities and processes that are a critical part of that TEF study.

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

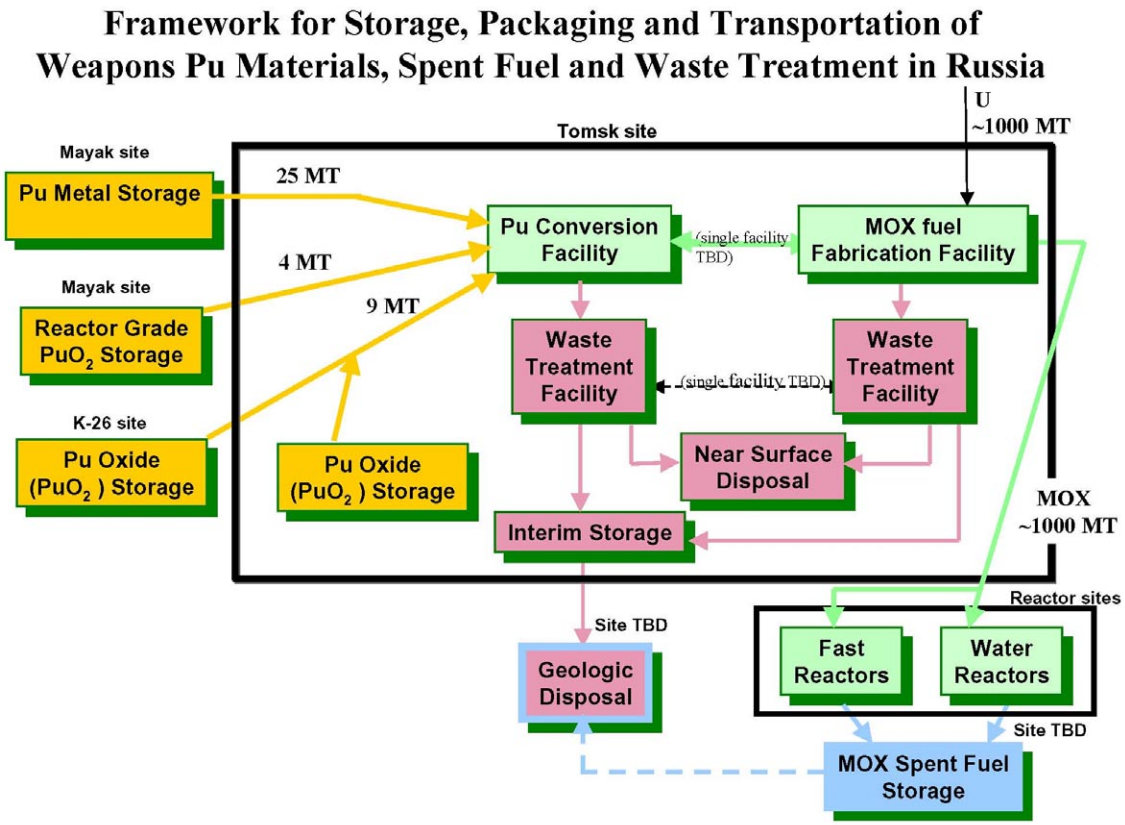


Fig. 1. Framework for storage, packaging, and transportation of weapons Pu materials, spent fuel and waste treatment in Russia.

A Framework And Comments For Discussing RF MFFF MOX Fabrication:
Waste Treatment And Disposal Issues
Plutonium Packaging, Storage and Transportation Issues
Spent Fuel Storage and Transportation Issues

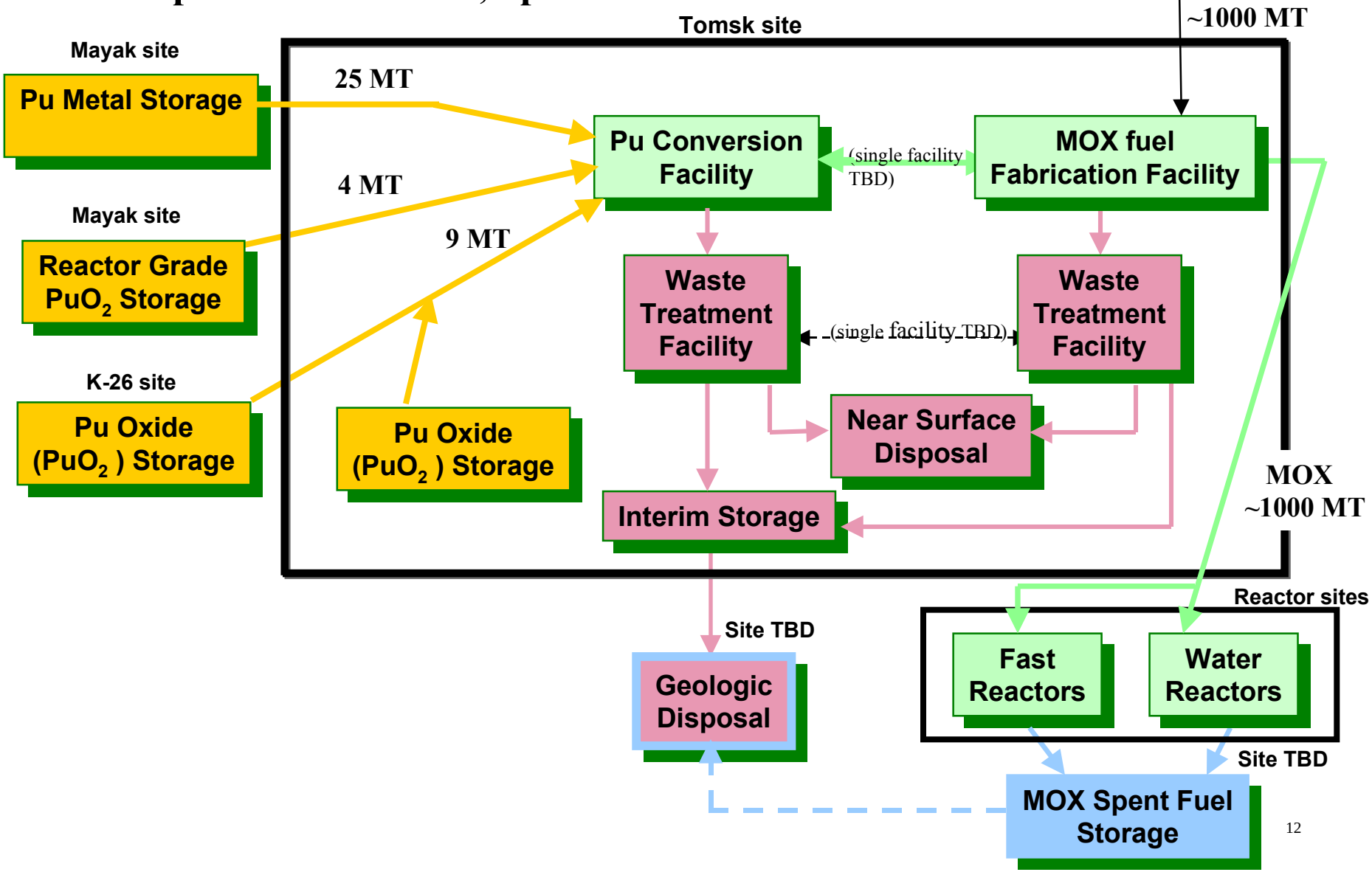
For presentation at:
LLNL Contract Planning Meeting
February 16-18, 2004
State Education Center (SEC)
St. Petersburg, Russia

L. J. Jardine
Lawrence Livermore National Laboratory

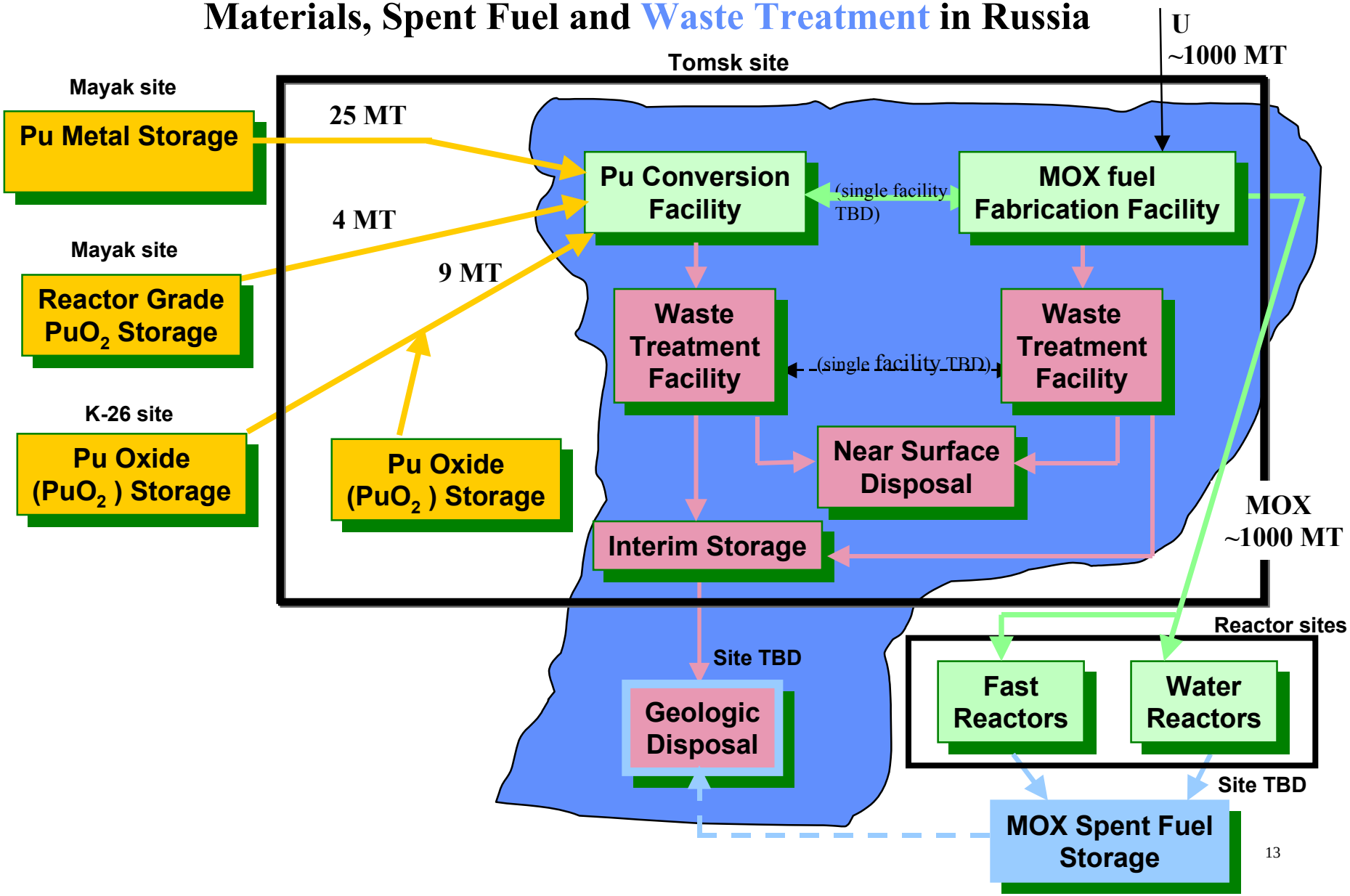
UCRL-PRES-202195

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.

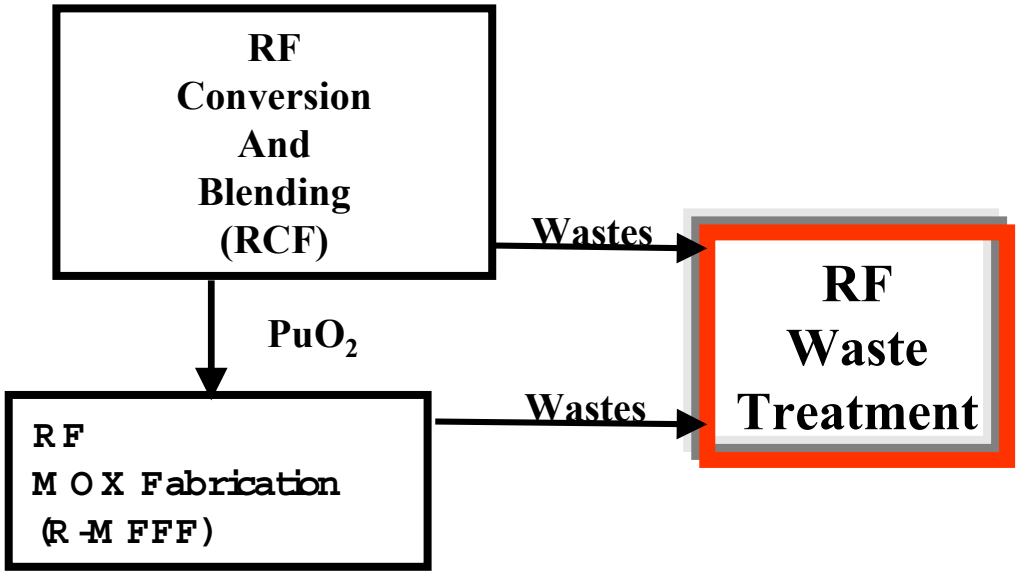
Framework for Storage, Packaging and Transportation of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia



Framework for Storage, Packaging and Transportation of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia



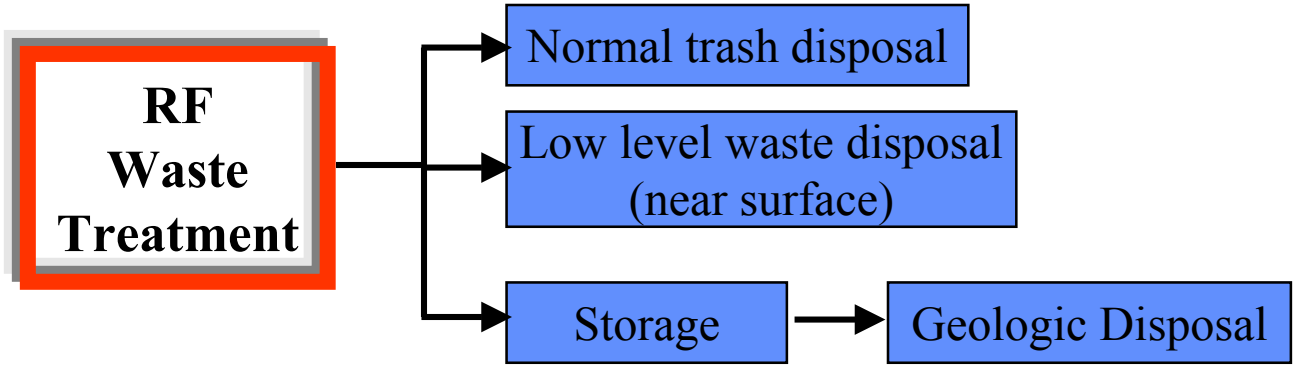
1. Waste Treatment Must Address Conversion and MOX Fabrication Wastes



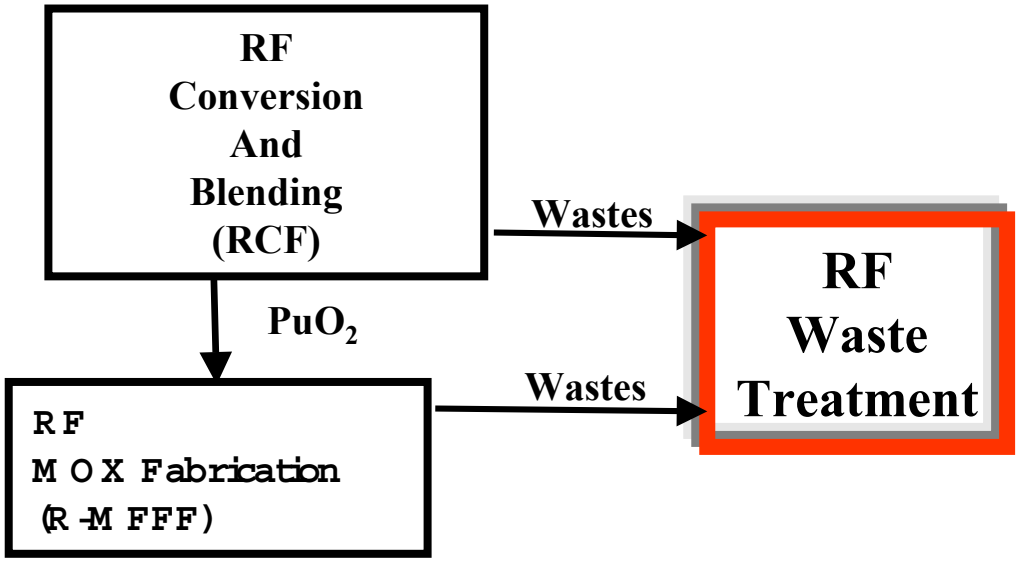
Liquid Waste Summary:
- RCF: XX
- R MFFF: XX

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

2. Waste Treatment Must Address Storage and Disposal Requirements



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

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

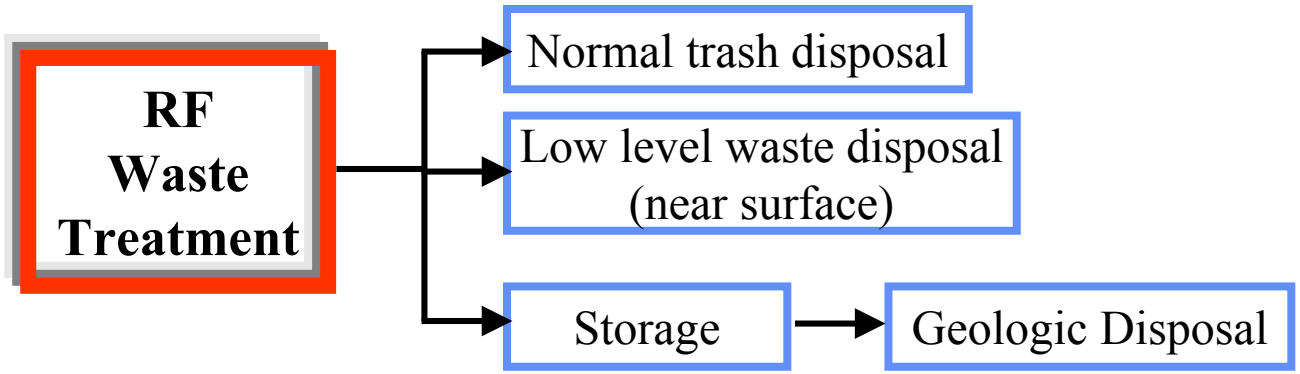
1. How to work around uncertainties of conversion technology and conversion location

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

2. Waste Treatment Must Address Storage and Disposal Requirements



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 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?

• 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?

3. How will solid LLW be disposed of at Tomsk?

4. What is allowable Am content for glass (heat, radiation damage) and Ag content (solubility)

5. What are the solid high alpha waste requirements for 50 years of storage or until geologic disposal is available

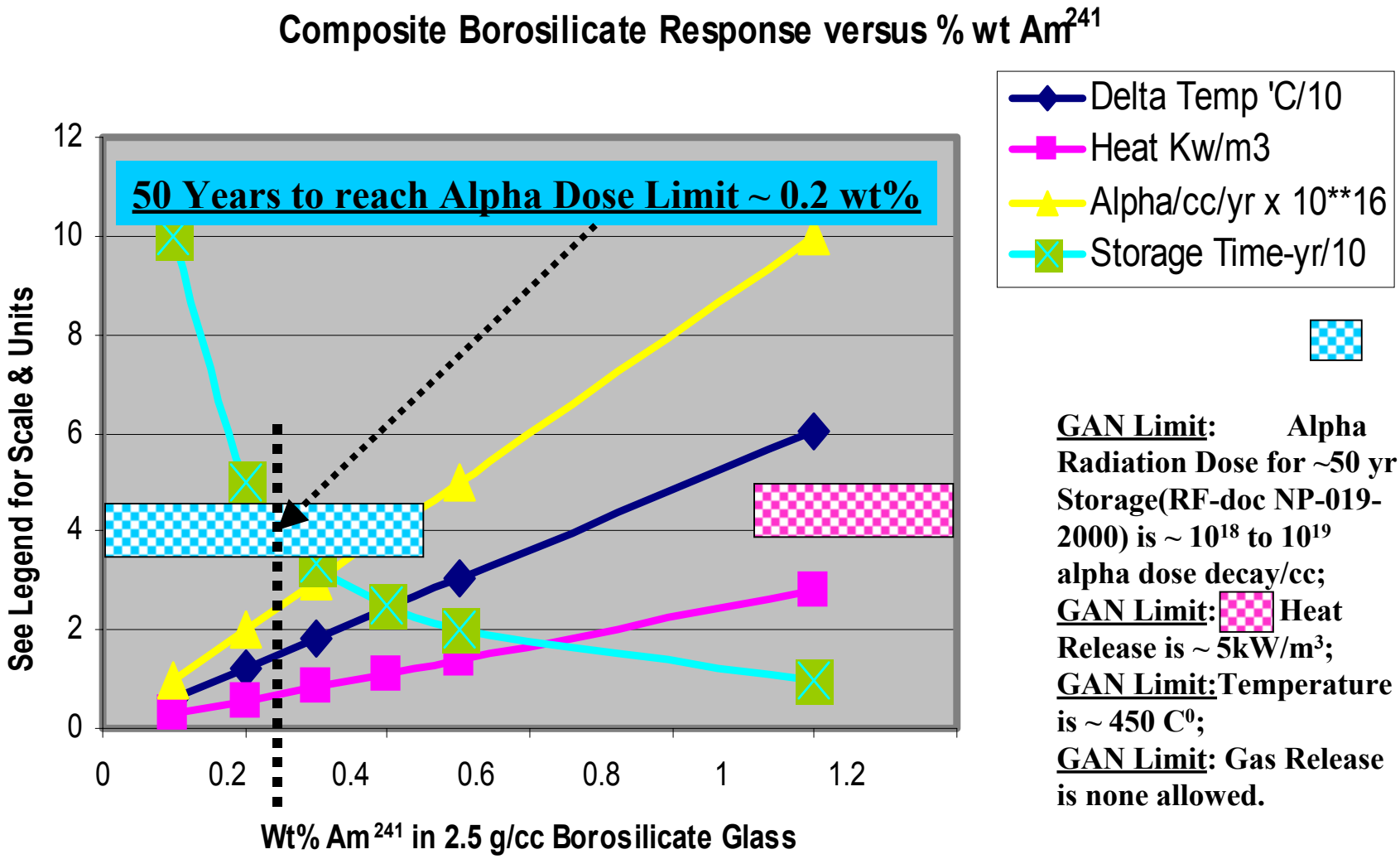
Other issues that must be addressed in TEF and before

- 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

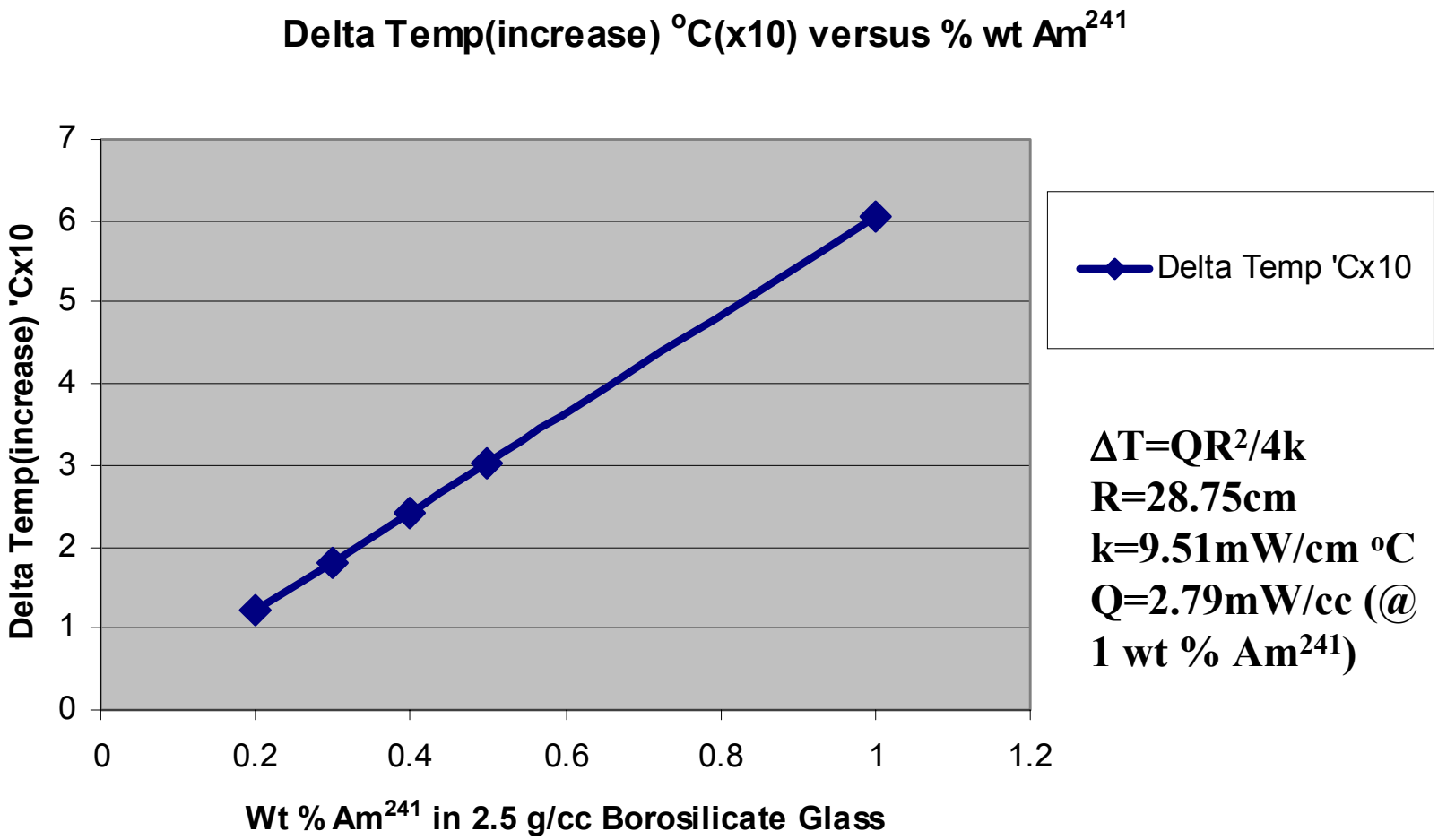
- Can Tomsk existing boreholes be considered for disposal of some liquid wastes?

Temperature, Heat, Alpha Rate, and Storage Time(@10^{18} Dose/cc Limit) for Borosilicate Glass Versus Wt% Am^{241}



GAN Limit: Alpha Radiation Dose for ~50 yr Storage(RF-doc NP-019-2000) is ~ 10^{18} to 10^{19} alpha dose decay/cc;
GAN Limit: Heat Release is ~ 5kW/m^3;
GAN Limit: Temperature is ~ 450 C^0;
GAN Limit: Gas Release is none allowed.

Temperature Increase Above ~Ambient For RF Borosilicate Glass Container Due to Am^{241} Alpha Decay Heat



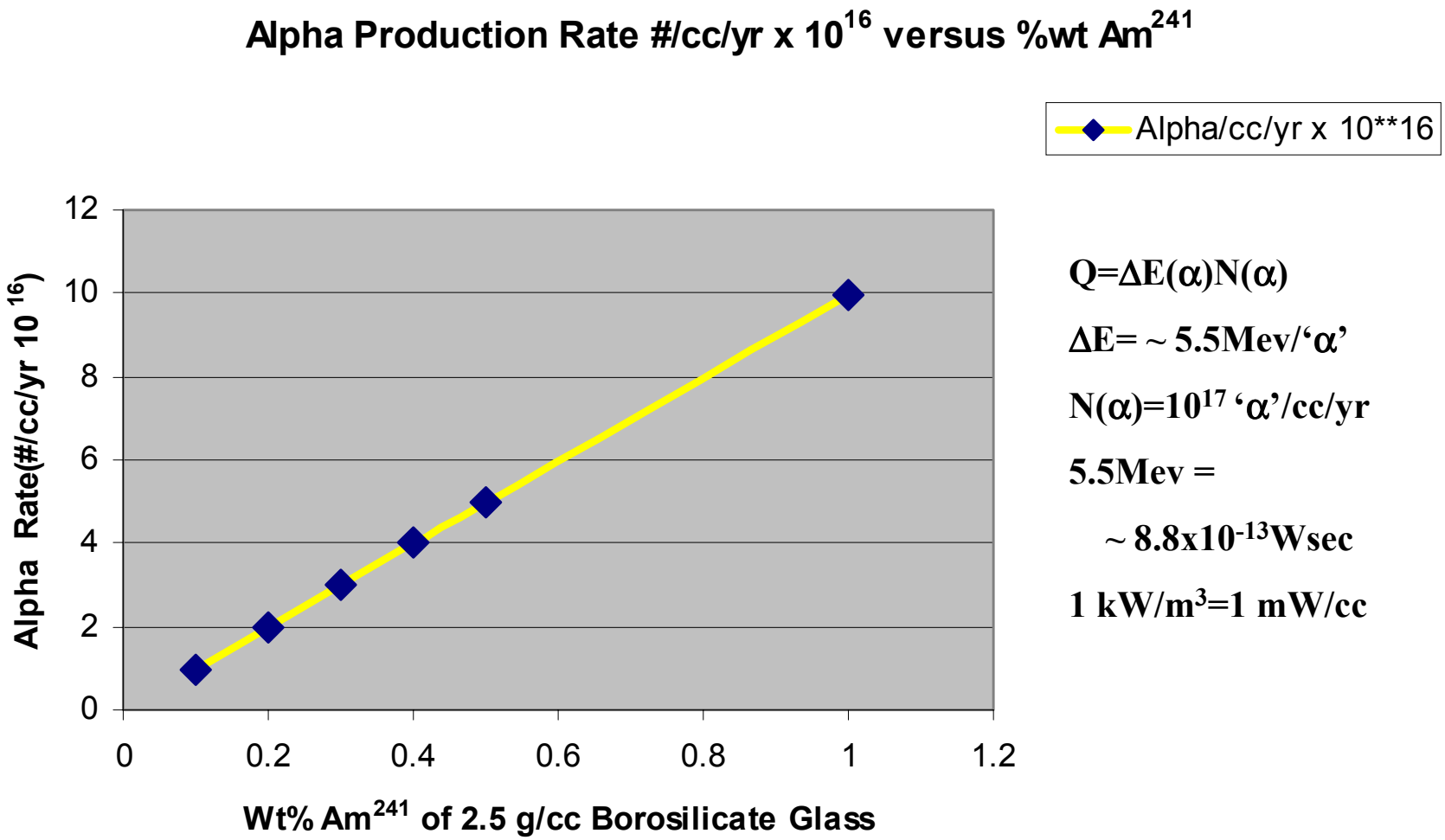
$\Delta T = QR^2/4k$

R=28.75cm

k=9.51mW/cm °C

Q=2.79mW/cc (@ 1 wt % Am^{241})

Alpha Rate in RF Borosilicate Glass Due to Am^{241} Alpha Decay



$Q=\Delta E(\alpha)N(\alpha)$

$\Delta E = \sim 5.5$ Mev/'α'

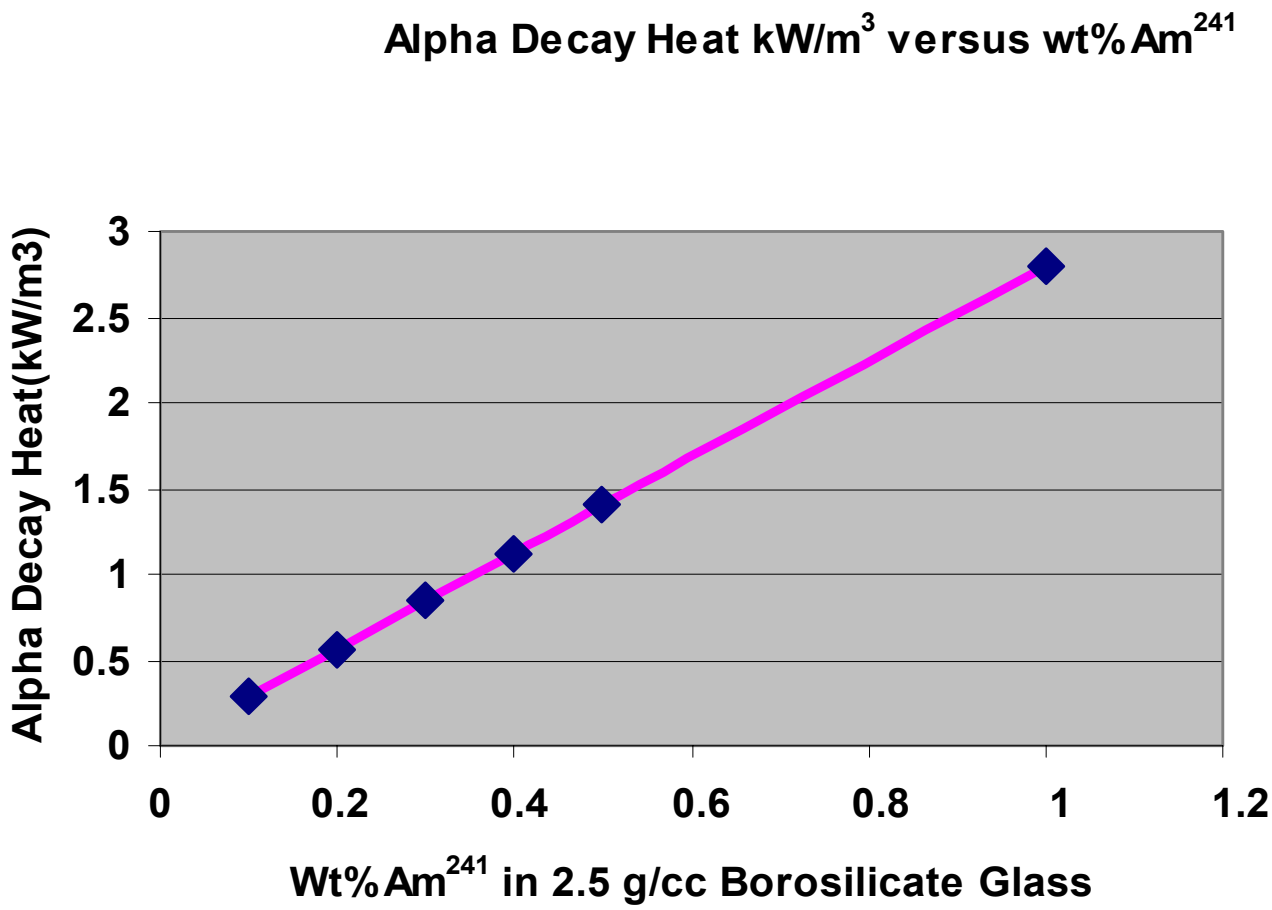
$N(\alpha)=10^{17}$ 'α'/cc/yr

5.5Mev =

$\sim 8.8\times10^{-13}$ Wsec

1 kW/m^3=1 mW/cc

Heat Rate Q in RF Borosilicate Glass Due to Am^{241} Alpha Decay



$Q=\Delta E(\alpha)N(\alpha)$

$\Delta E= \sim 5.5$Mev/'α'

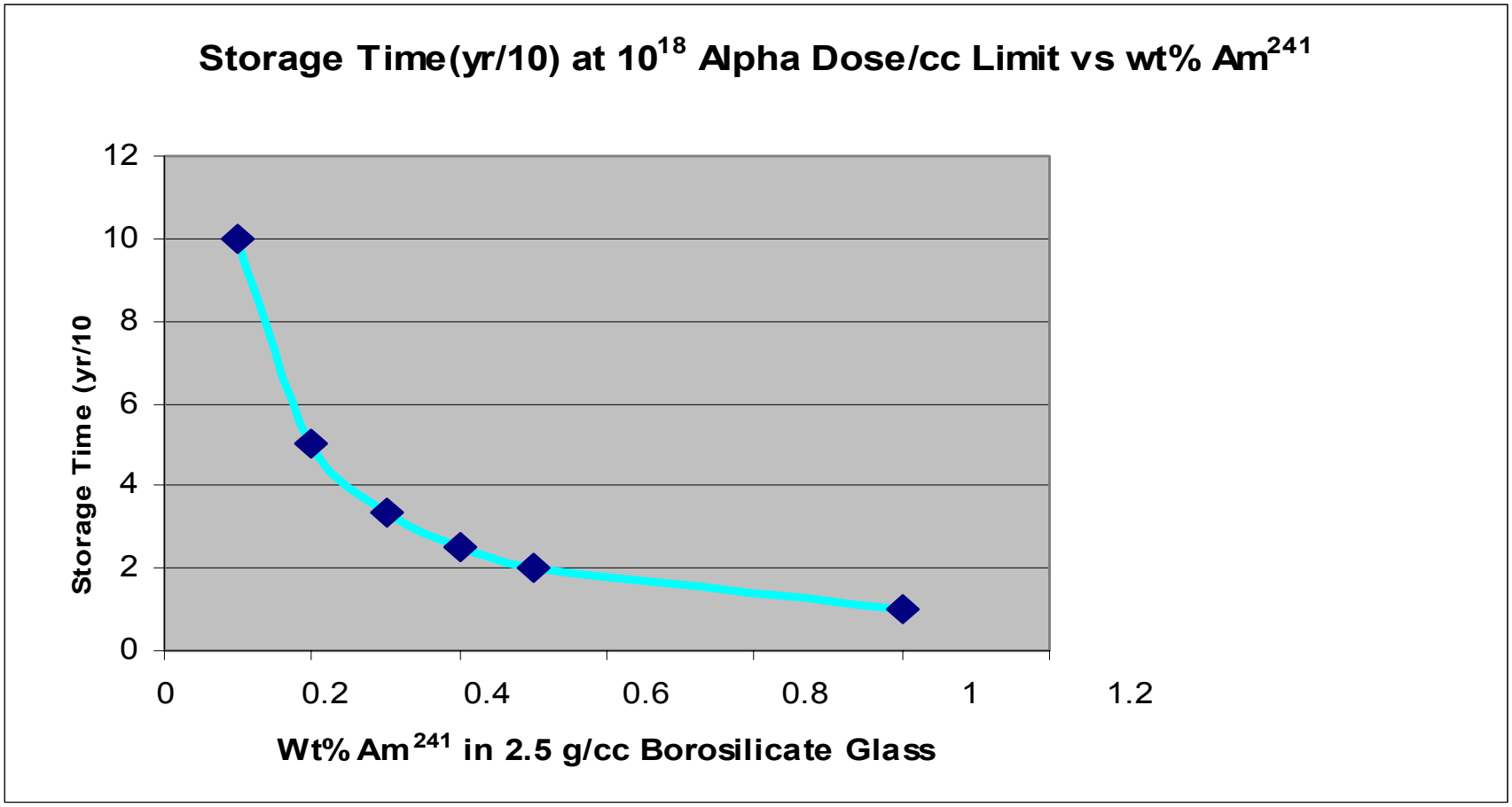
$N(\alpha)=10^{17}$ 'α'/cc/yr

5.5Mev =

$\sim 8.8\times10^{-13}$Wsec

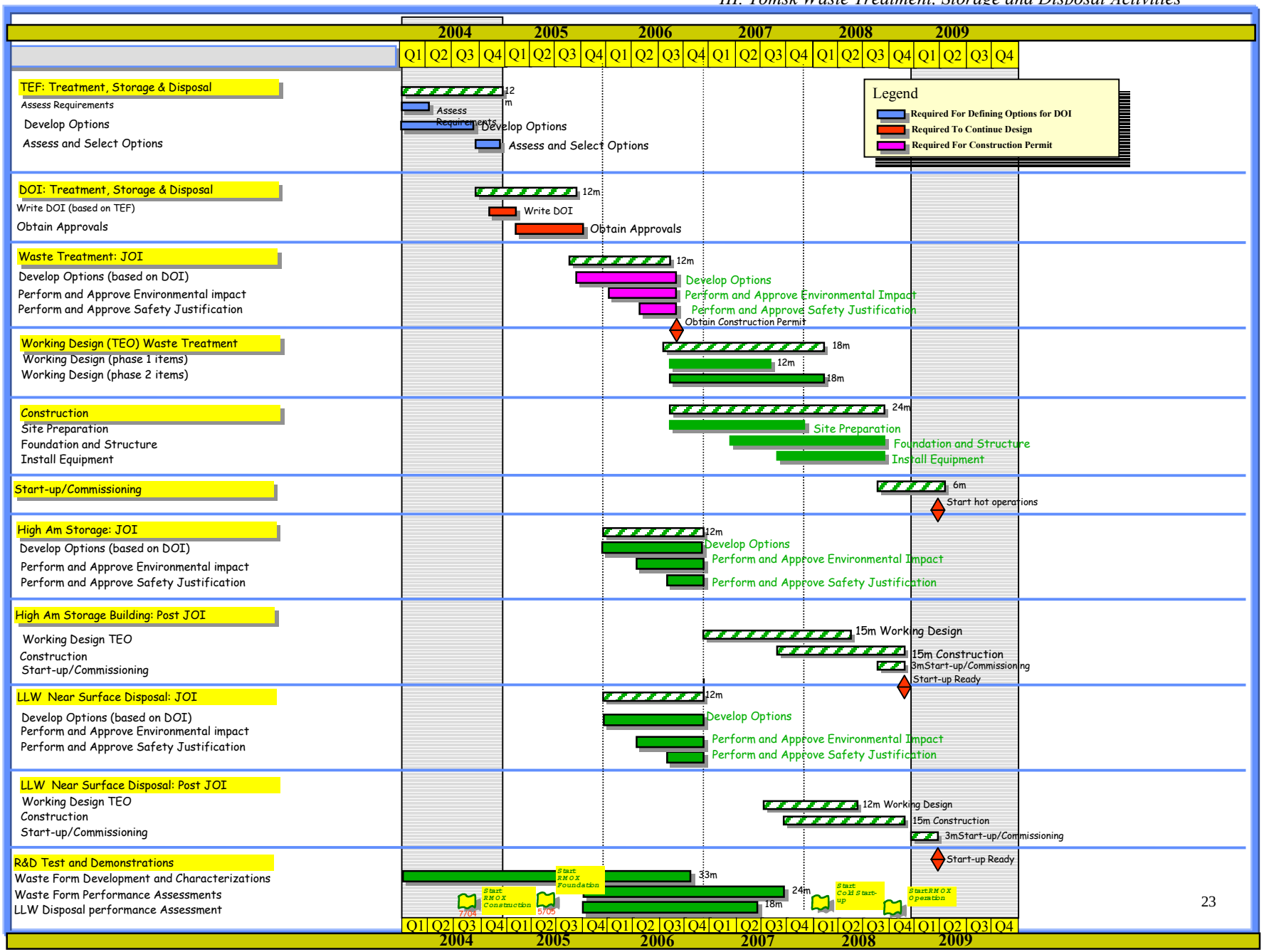
1 kW/m^3=1 mW/cc

Storage Time of RF Borosilicate Glass Due to Am^{241} Alpha Decay GAN Dose Limit of 10^{18} Alpha Decays/cc



RUSSIAN MFFF WASTE TREATMENT, STORAGE AND DISPOSAL DESIGN SUMMARY SCHEDULE

III. Tomsk Waste Treatment, Storage and Disposal Activities



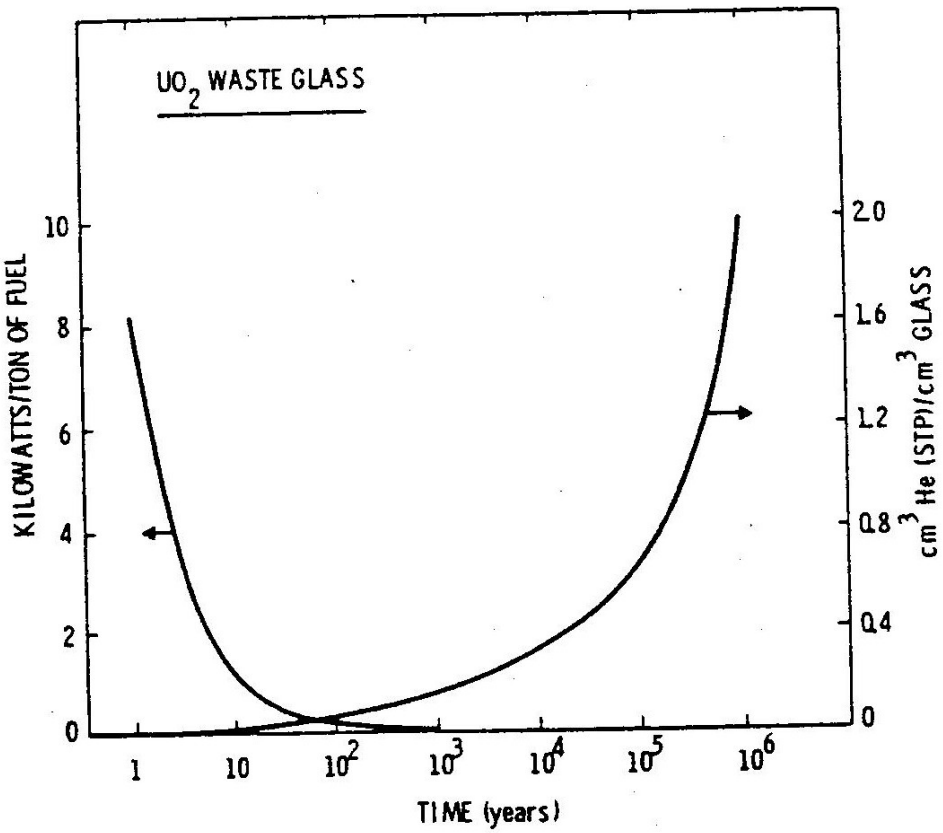


Figure 1. Thermal power output and cumulative helium generation in fuel wastes. **(21)**

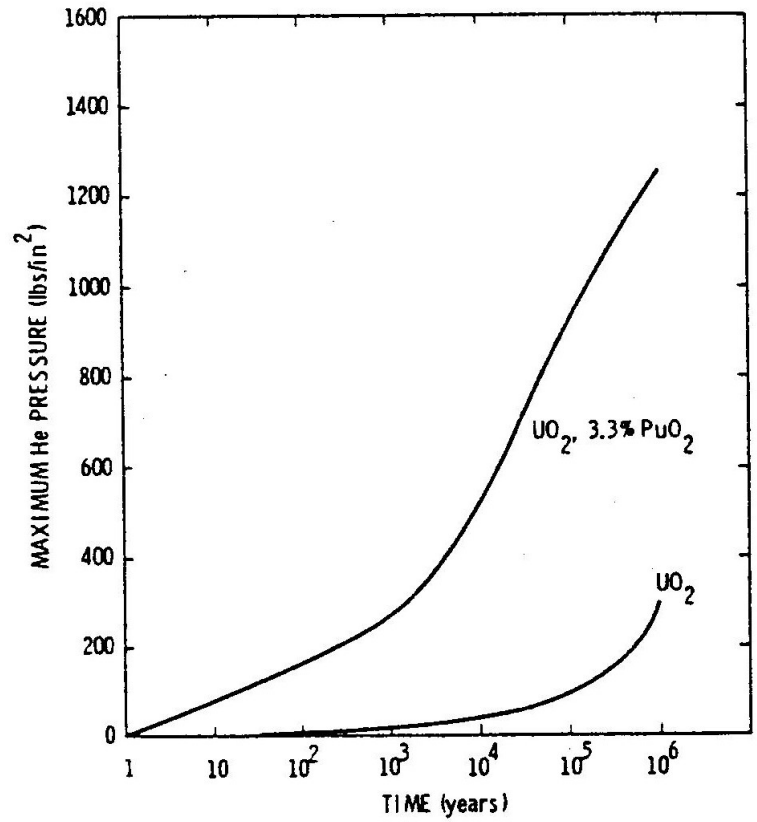


Figure 16. Maximum helium pressures in canisters with a 10 vol. % Plenum plotted as a function of time for UO_2 andUO_3-3.3%PuO^2 fuel wastes.

Ref BNWL-2051 May 1976

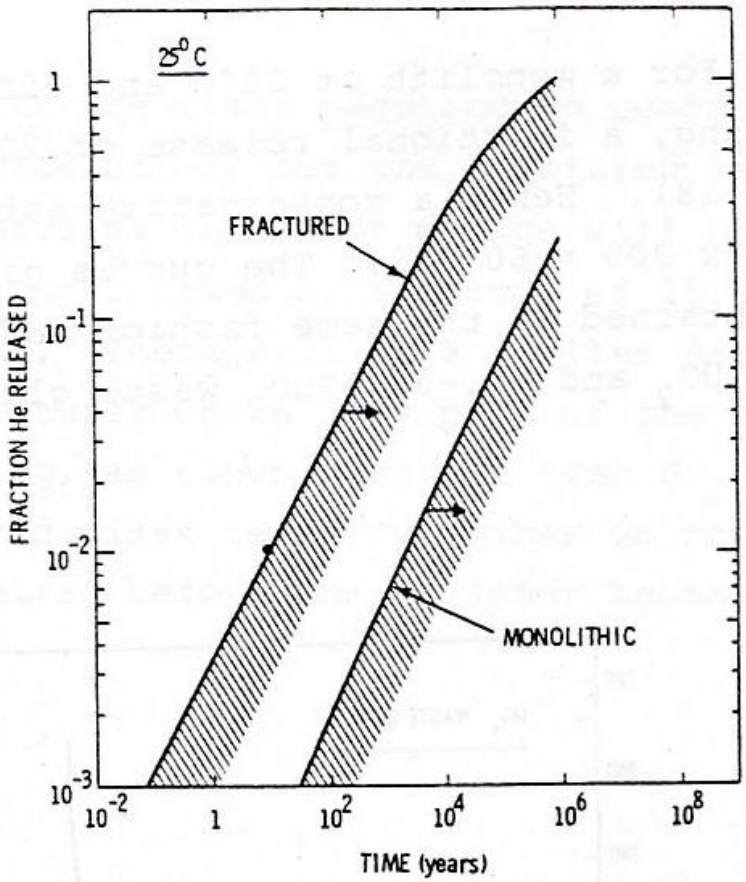


Figure 18. Fractional Release curves plotted versus time for monolithic and fractured glass at 25°C

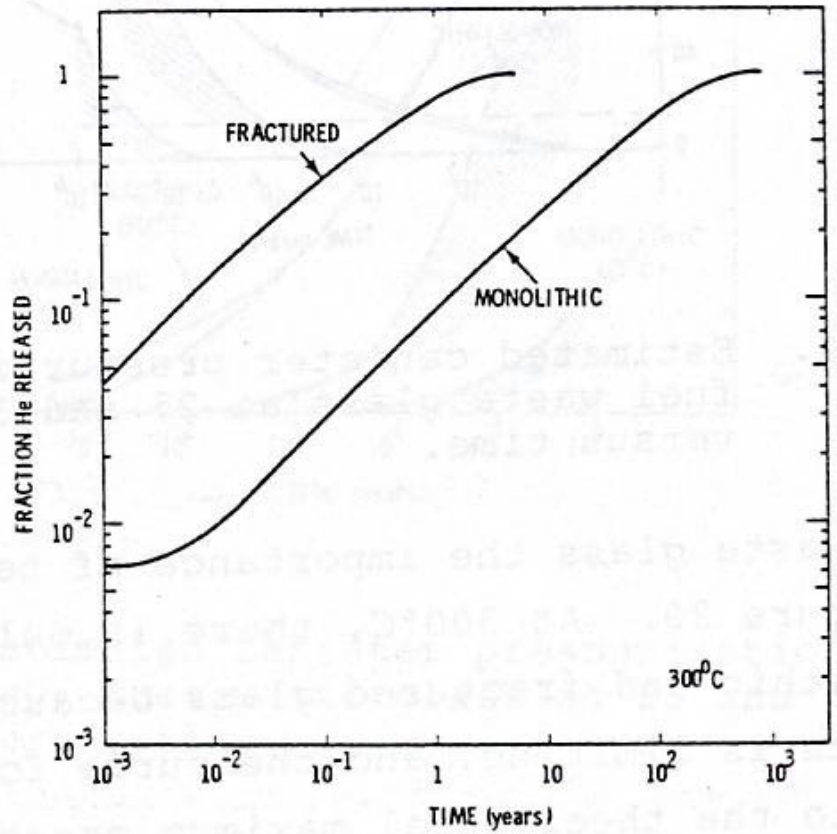


Figure 19. Fractional release curves plotted versus time for monolithic and fractured glass at 300°C

Ref BNWL-2051 May 1976

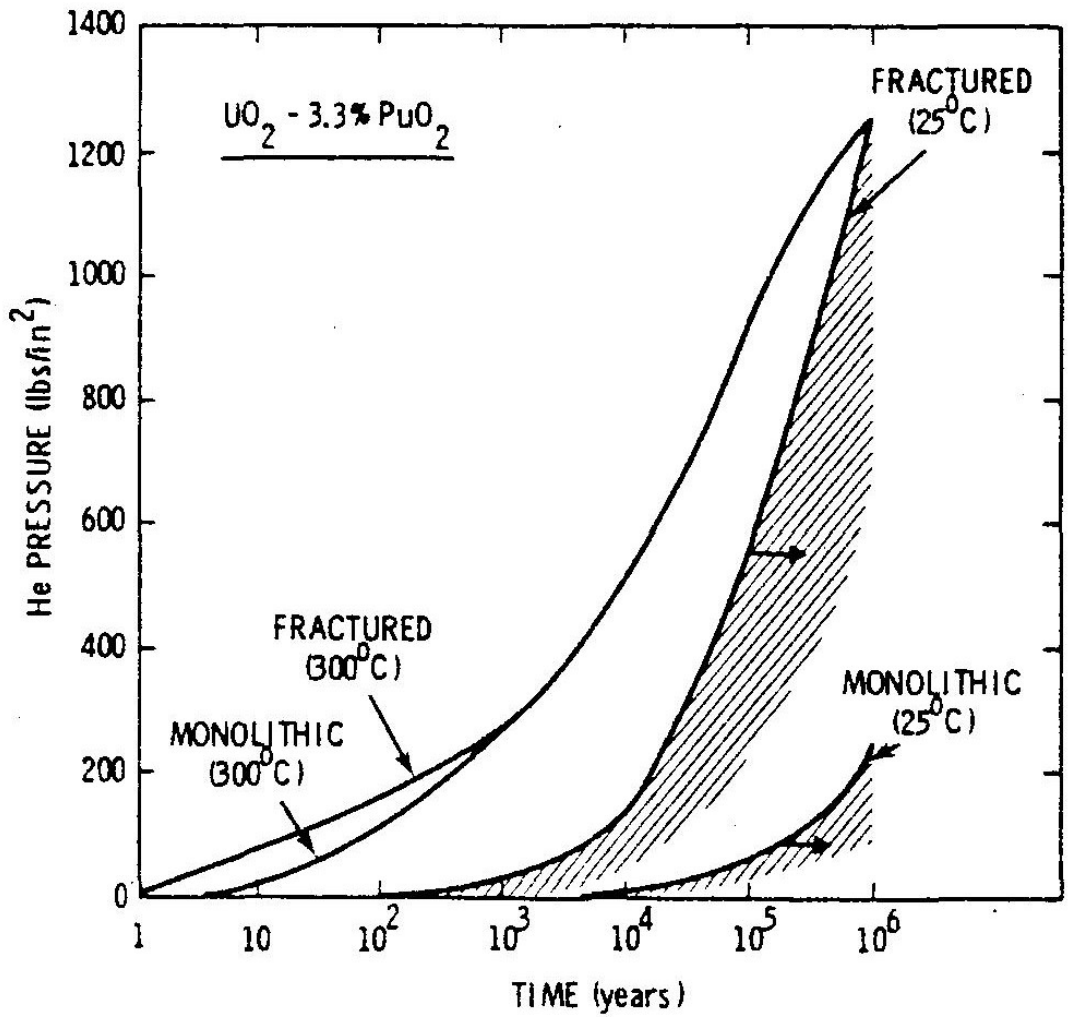


Figure 21. Estimated Canister pressurization for UO_2-3.3% PuO_2 fuel waste glass at 25 and 300°C, plotted versus time.

Ref BNWL-2051 May 1976

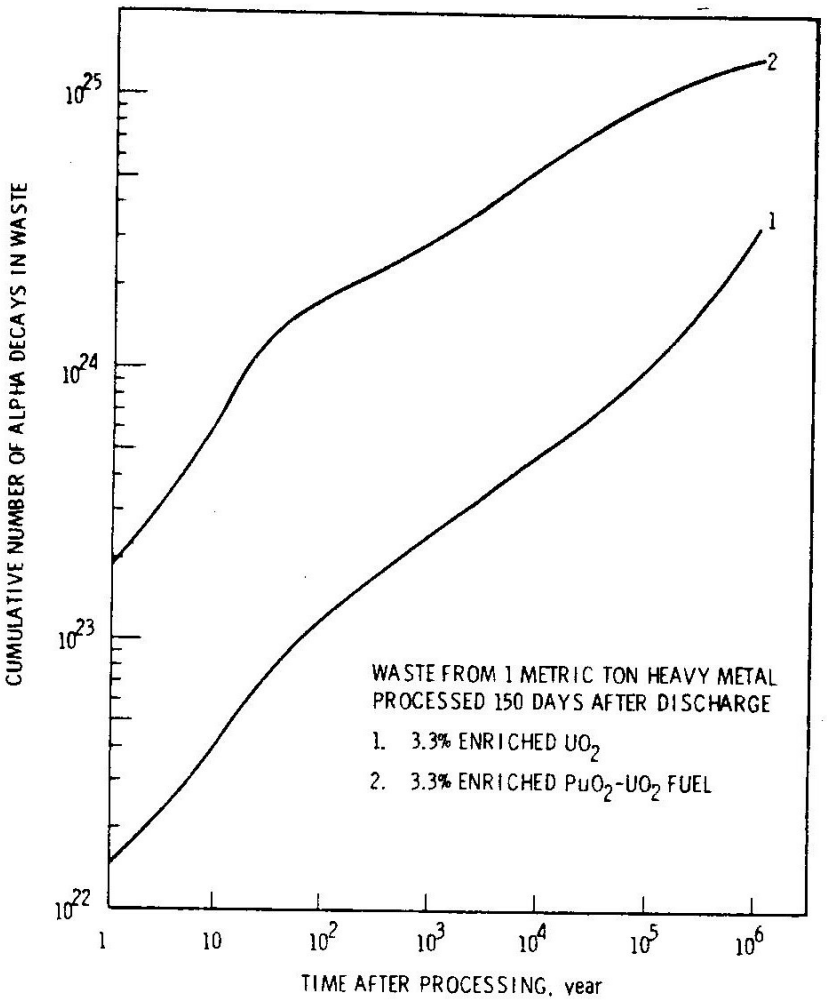


Figure 1a. Alpha Dose to Waste

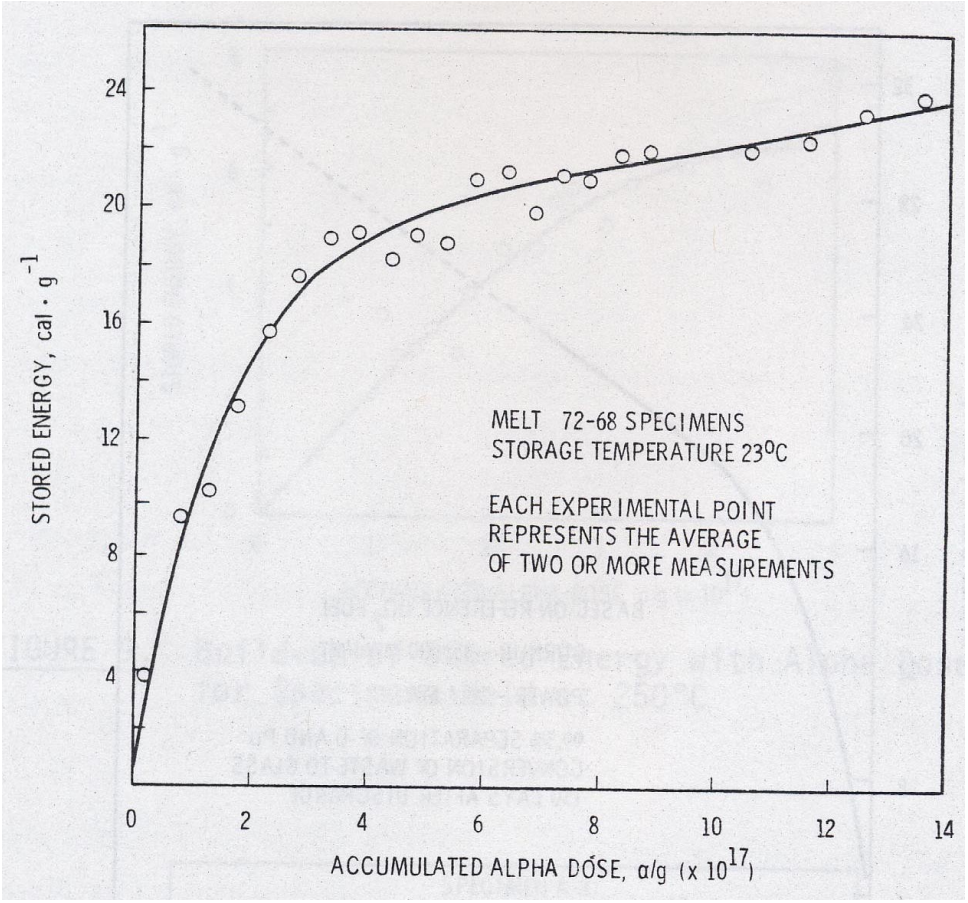


Figure 7. Buildup of Stored Energy with Alpha Dose

Ref. BNWL-1944 January 1976

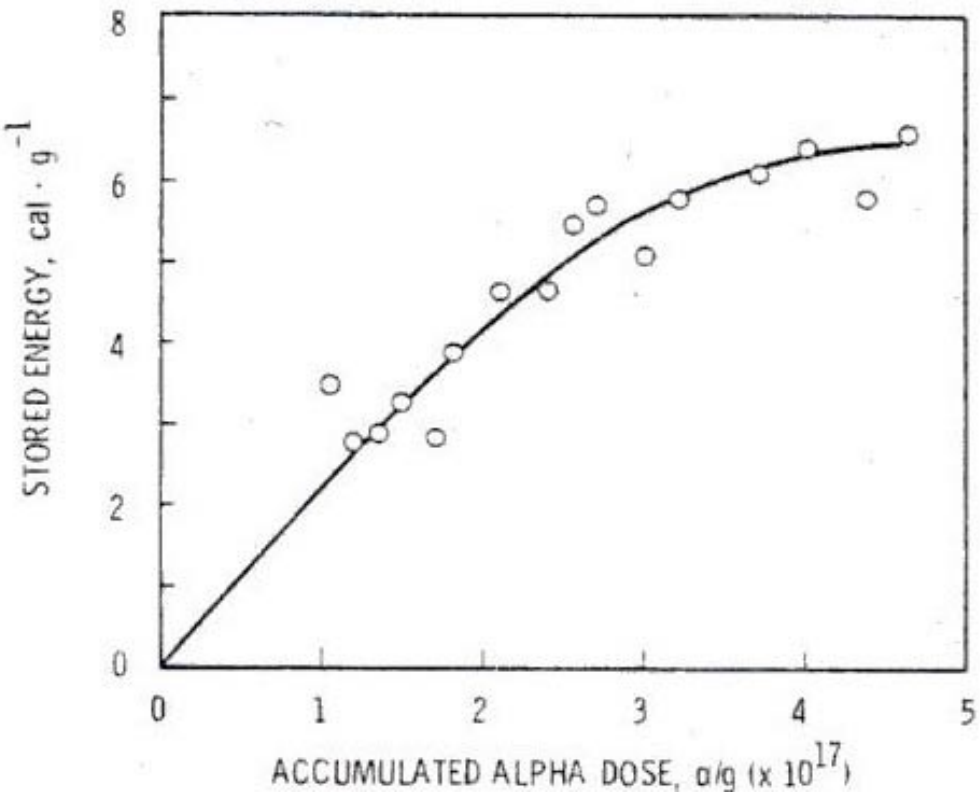


Figure 9. Build-up of Stored Energy with Alpha Dose for Specimens Held at 250°C

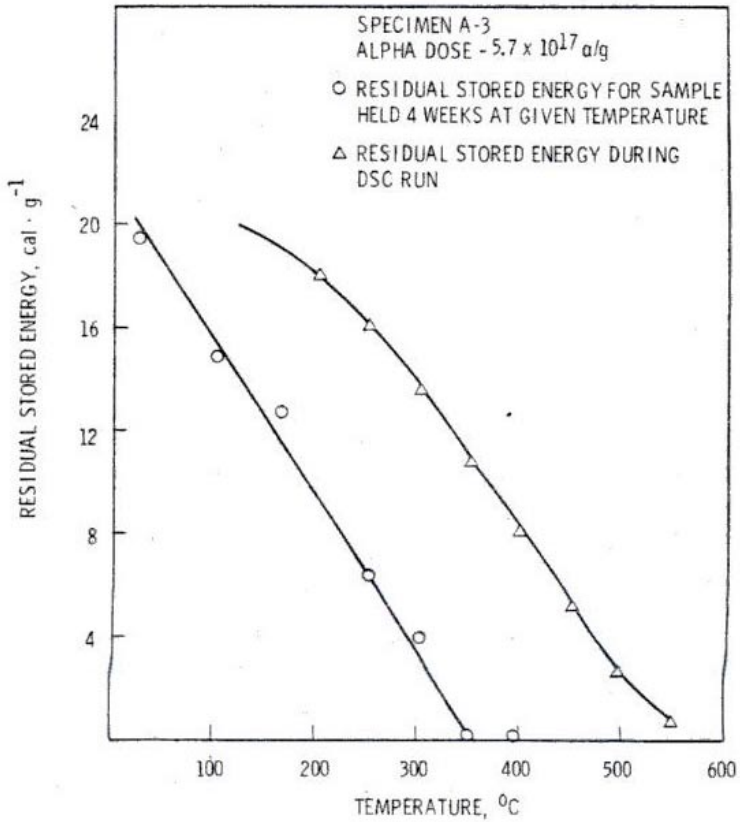


Figure 10. Annealing of Stored Energy

Ref. BNWL-1944 January 1976

Can Some Liquid Low Level Wastes Be Disposed in Existing Tomsk Boreholes?

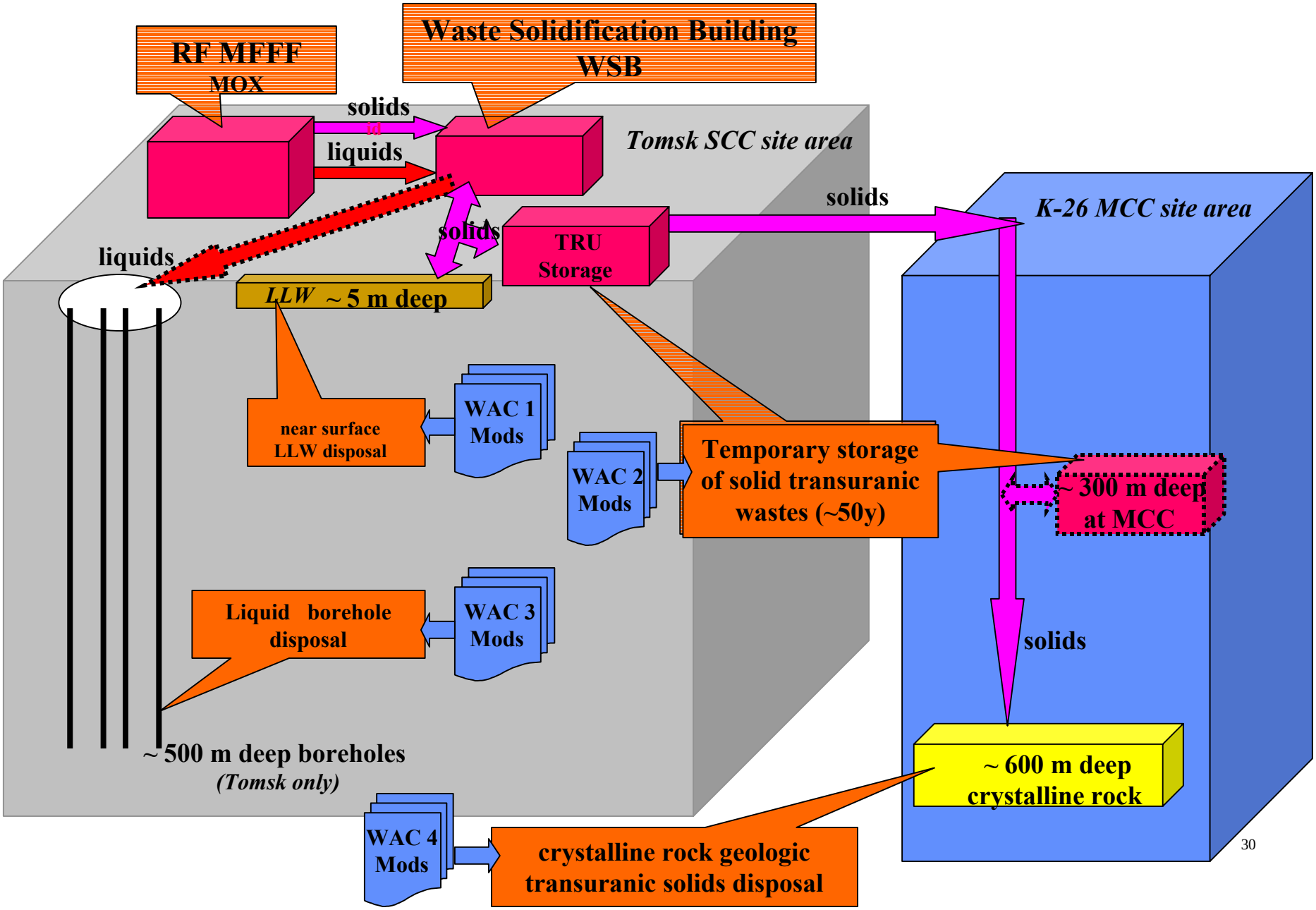
"13.48. Захоронение радиоактивных отходов в жидком виде для вновь строящихся предприятий и установок запрещается. На существующих подземных хранилищах допускается захоронение ЖРО при условии локализации последних в границах установленных горных отводов при наличии положительного санитарно-эпидемиологического заключения органов госсанэпиднадзора".

"13.48. The burial of radioactive waste in liquid form <u>for</u> enterprises and facilities being built anew is prohibited. At existing underground storage facilities, burial of LRAW is admissible on the condition that the latter be localized within the boundaries of established mining laterals given the presence of a positive epidemiological Public-Health conclusion from the Federal Epidemiological Public Health agency".

RUSSIAN GAZETTE No. 100 WWW.RG RU.
05-28-2003
PUBLIC HEALTH REQUIREMENTS FOR THE DESIGN OF ATOMIC INDUSTRY ENTERPRISES AND FACILITIES (PHR DAIF-03)
Additions and Changes No.1 to the EPHRS 2.6.1.07-03.
Epidemiological Public Health Regulations and Standards
EPHRS 2.6.1.37-03

российская газета № 100 WWW.rg.ru
28.05.2003 г.
Постановление Главного государственного санитарного врача Российской Федерации
от 15 мая 2003 г. № 95 г.Москва
Зарегистрировано в Минюсте РФ 22 мая 2003 г.
Регистрационный № 4582

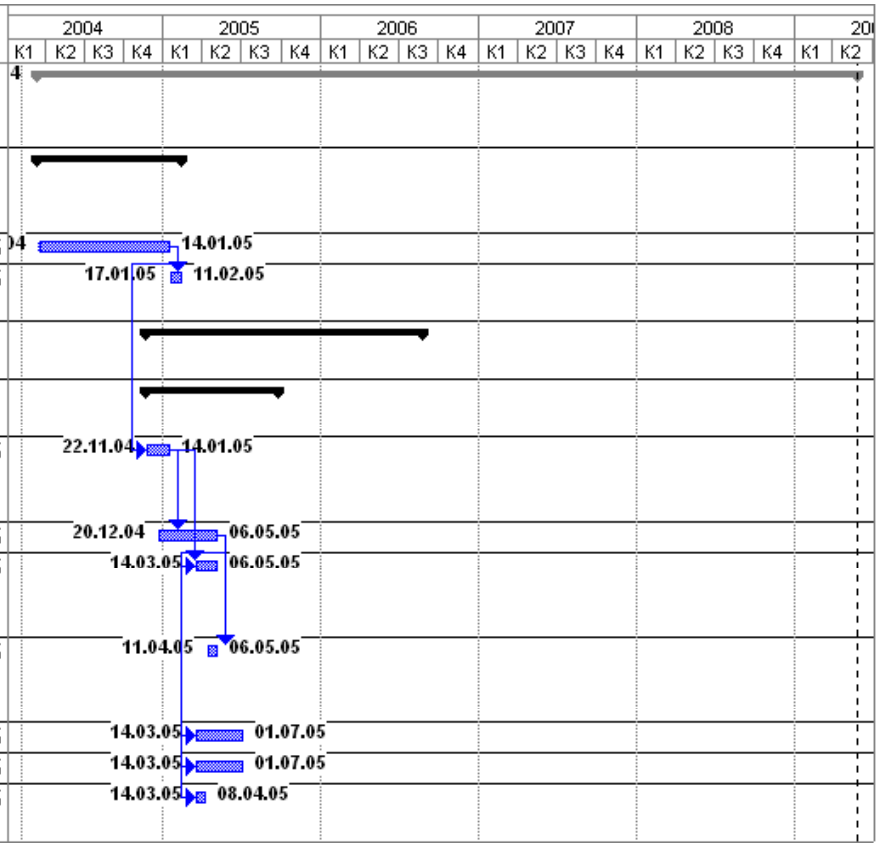
RF MFFF Requires 4 Different WAC To Establish Correct Waste Treatment For Tomsk (Mayak) Site



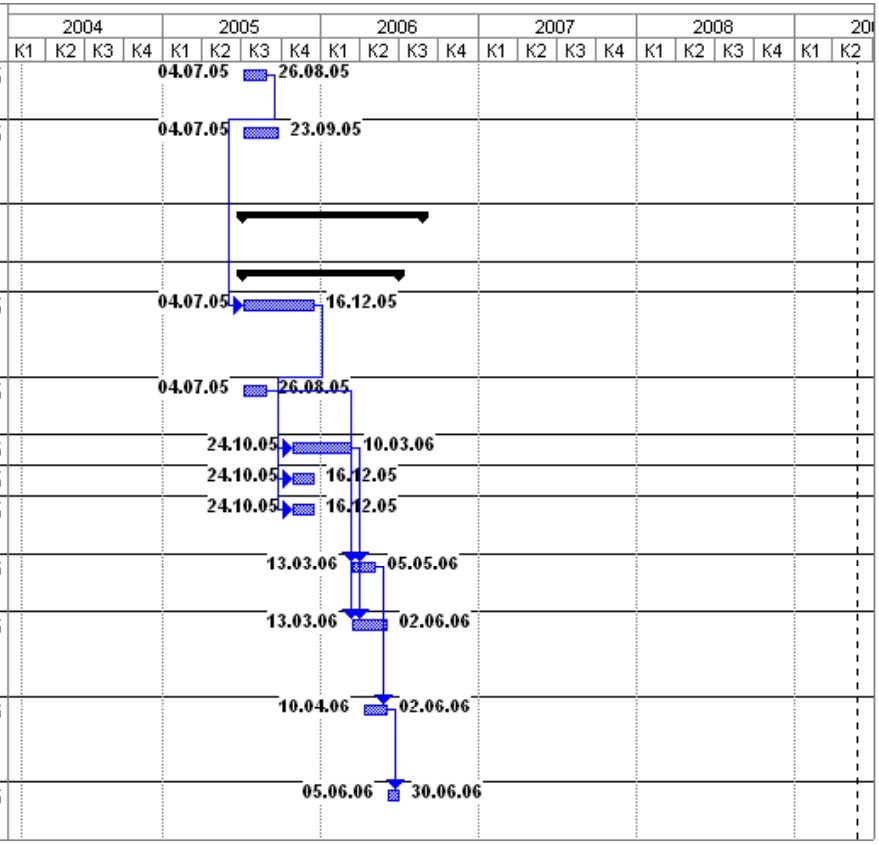
The TEF Scope, Approach and Schedule

A. Shvedov, VNIPIET

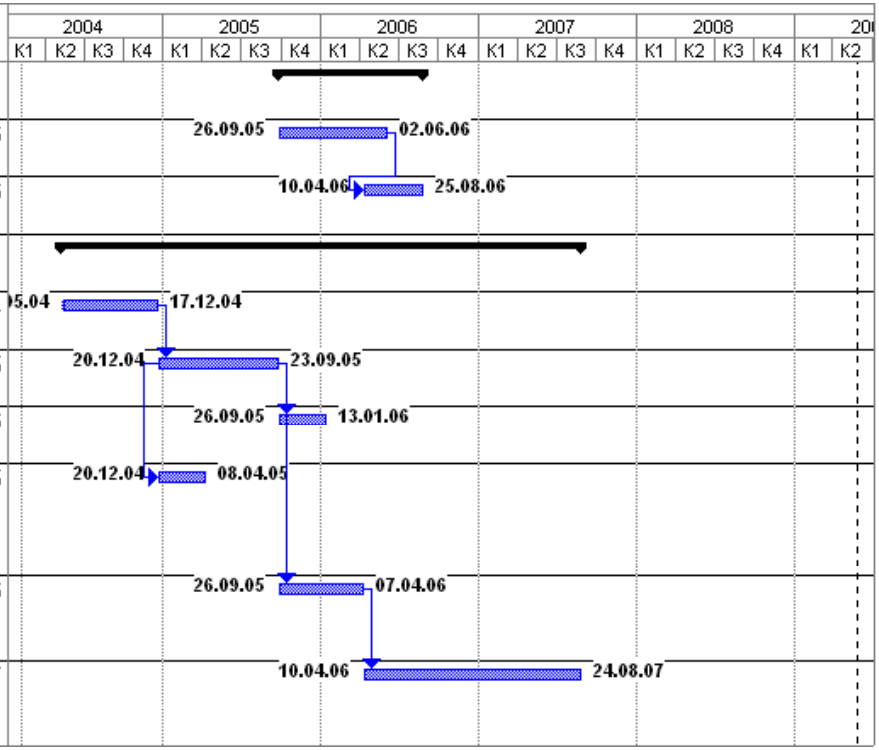
Ид.	Название задачи	Срок	Начало	Окончание
0	**Создание цеха переработки РАО и хранилища**	**68 мес**	**15.03.04**	**29.05.09**
1	**Разработка ТЭИ по выбору варианта переработки РАО**	**12 мес**	**15.03.04**	**11.02.05**
2	Разработка ТЭИ	11 мес	15.03.04	14.01.05
3	Согласование и утверждение ТЭИ	1 мес	17.01.05	11.02.05
4	**Разработка и согласование проектной документации**	**23 мес**	**22.11.04**	**25.08.06**
5	**Разработка обоснования инвестиций (ОБИН)**	**11 мес**	**22.11.04**	**23.09.05**
6	Уточнение исходных данных от научных организаций	2 мес	22.11.04	14.01.05
7	Разработка ОБИН	5 мес	20.12.04	06.05.05
8	Исходные требования на нестандартизированное оборудование	2 мес	14.03.05	06.05.05
9	Разработка проекта обеспечения качества при проектировании ПОК (П)	1 мес	11.04.05	06.05.05
10	Разработка ОВОС	4 мес	14.03.05	01.07.05
11	Разработка ПООБ	4 мес	14.03.05	01.07.05
12	Разработка ТЗ на проект ГО и ЧС	1 мес	14.03.05	08.04.05



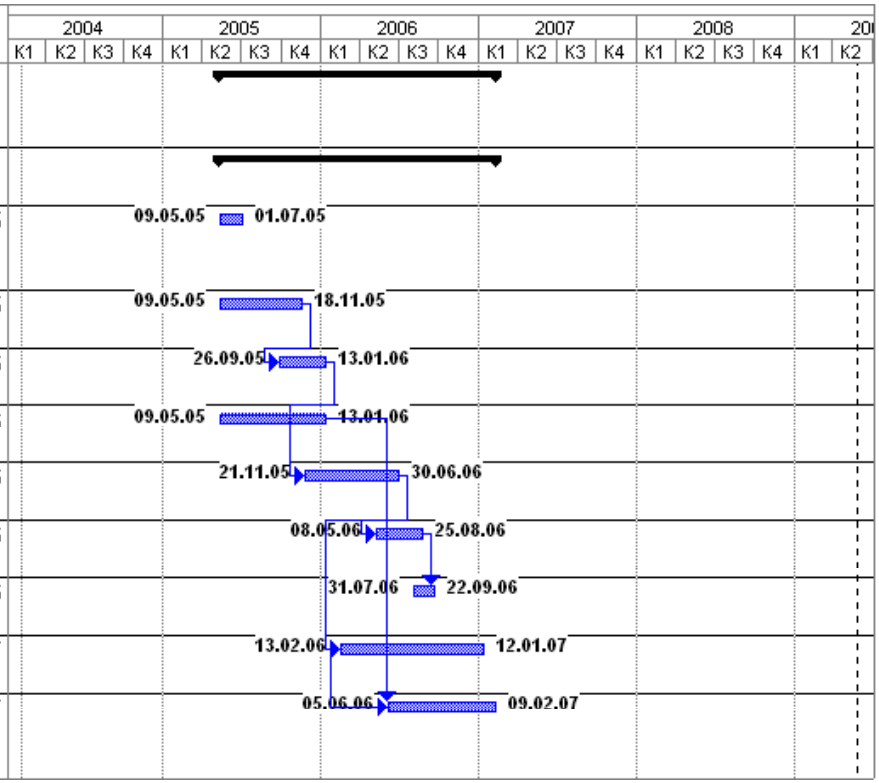
Ид.	Название задачи	Срок	Начало	Окончание
13	Согласование и утверждение ОБИН	2 мес	04.07.05	26.08.05
14	Общественные слушания по результатам разработки ОБИН	3 мес	04.07.05	23.09.05
15	**Разработка рабочего проекта**	**15 мес**	**04.07.05**	**25.08.06**
16	**Утверждаемая часть**	**13 мес**	**04.07.05**	**30.06.06**
17	Разработка Утверждаемой Части проекта	6 мес	04.07.05	16.12.05
18	Раздел охраны окружающей среды	2 мес	04.07.05	26.08.05
19	Разработка ООБ	5 мес	24.10.05	10.03.06
20	Проект ГО и ЧС	2 мес	24.10.05	16.12.05
21	Проект ПОС	2 мес	24.10.05	16.12.05
22	Согласование проекта	2 мес	13.03.06	05.05.06
23	Общественные слушания по результатам разработки проекта	3 мес	13.03.06	02.06.06
24	Корректировка проекта по замечаниям надзорных организаций	2 мес	10.04.06	02.06.06
25	Утверждение проекта	1 мес	05.06.06	30.06.06



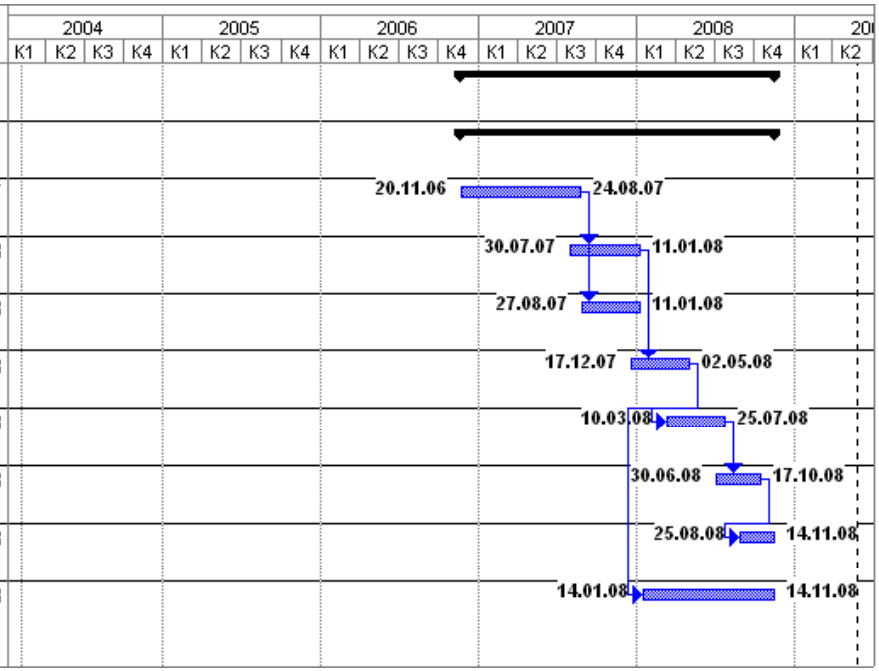
Ид.	Название задачи	Срок	Начало	Окончание
26	**Рабочая документация**	**12 мес**	**26.09.05**	**25.08.06**
27	Рабочие чертежи чертежи	9 мес	26.09.05	02.06.06
28	Чертежи и спецификации системы управления (АСУТП)	5 мес	10.04.06	25.08.06
29	**Научно-исследовательские работы**	**43 мес**	**10.05.04**	**24.08.07**
30	Исследование состава матриц для ВАО	8 мес	10.05.04	17.12.04
31	Исследование процеса отверждения ВАО и САО	10 мес	20.12.04	23.09.05
32	Рекомендации по доработке Импортного оборудования	4 мес	26.09.05	13.01.06
33	Рекомендации по разработке нестандартизированного оборудования	4 мес	20.12.04	08.04.05
34	Лабораторные и стендовые испытания оборудования по плавлению ВАО	7 мес	26.09.05	07.04.06
35	Научное сопровождение проектирования и разработки КД	18 мес	10.04.06	24.08.07



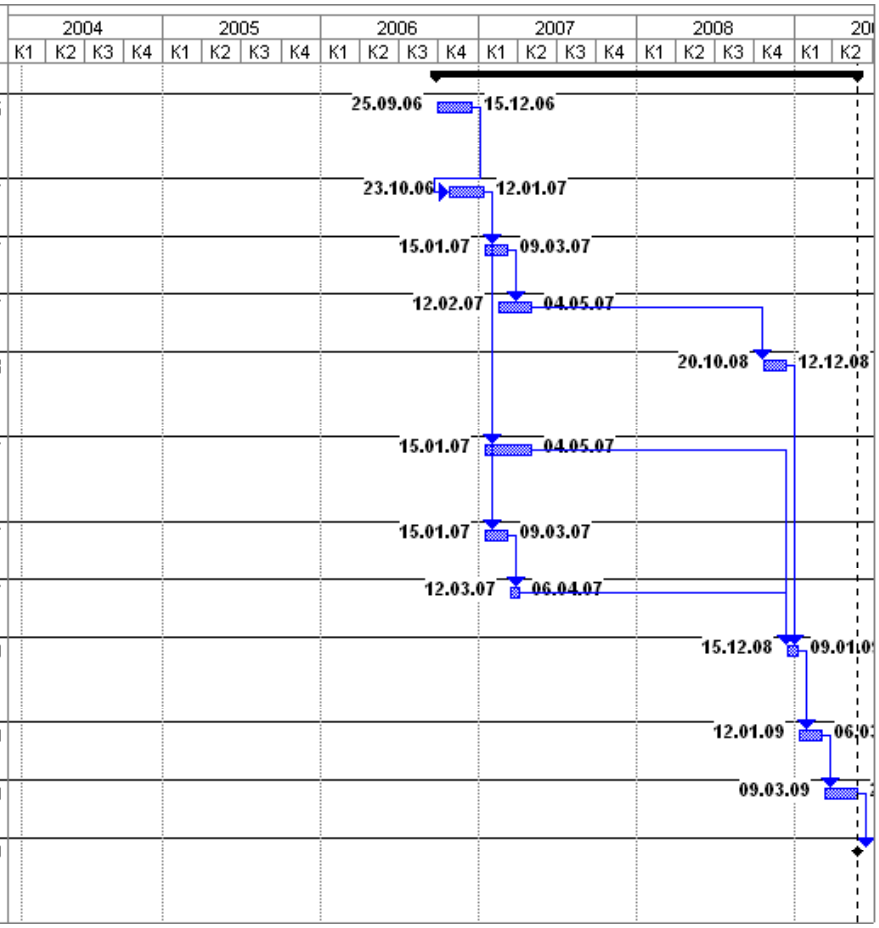
Ид.	Название задачи	Срок	Начало	Окончание
36	**Опытно-конструкторские работы и изготовление оборудования**	**23 мес**	**09.05.05**	**09.02.07**
37	**Разработка и согласование КД**	**23 мес**	**09.05.05**	**09.02.07**
38	Разработка проекта обеспечения качества при конструировании ПОК (К)	2 мес	09.05.05	01.07.05
39	Разработка проектов оборудования	7 мес	09.05.05	18.11.05
40	Согласование проектов	4 мес	26.09.05	13.01.06
41	Лицензирование Импортного оборудования	9 мес	09.05.05	13.01.06
42	Разработка рабочих чертежей	8 мес	21.11.05	30.06.06
43	Согласование рабочих чертежей	4 мес	08.05.06	25.08.06
44	Разработка паспортов и ниструкций	2 мес	31.07.06	22.09.06
45	Изготовление оборудования	12 мес	13.02.06	12.01.07
46	Поставка оборудования на склады заказчика и оформление актов приемки	9 мес	05.06.06	09.02.07



Ид.	Название задачи	Срок	Начало	Окончание
47	**Строительство обьекта и монтаж оборудования**	**26 мес**	**20.11.06**	**14.11.08**
48	**Строительно монтажные работы**	**26 мес**	**20.11.06**	**14.11.08**
49	Строительные работы	10 мес	20.11.06	24.08.07
50	Особо строительные работы	6 мес	30.07.07	11.01.08
51	Монтаж металлоконструкций	5 мес	27.08.07	11.01.08
52	Монтаж технологического оборудования	5 мес	17.12.07	02.05.08
53	Монтаж вспомогательного оборудования ОВ, ВК, Эл, ТС,	5 мес	10.03.08	25.07.08
54	Монтаж КИП и автоматики	4 мес	30.06.08	17.10.08
55	Монтаж систем КРБ и СФЗ	3 мес	25.08.08	14.11.08
56	Строительство и авторский надзор за строительством и монтажём оборудования	11 мес	14.01.08	14.11.08



Ид.	Название задачи	Срок	Начало	Окончание
57	**Ввод в эксплуатацию**	**35 мес**	**25.09.06**	**29.05.09**
58	Разработка технологического регламента	3 мес	25.09.06	15.12.06
59	Разработка инструкций по эксплуатации	3 мес	23.10.06	12.01.07
60	Разработка программы поузловых испытаний	2 мес	15.01.07	09.03.07
61	Согласование п. 5.1, 5.2, 5.3	3 мес	12.02.07	04.05.07
62	Проведение поузловых испытаний установки с оформлением актов	2 мес	20.10.08	12.12.08
63	Разработка программы комплексных испытаний установки	4 мес	15.01.07	04.05.07
64	Разработка программы обучения персонала	2 мес	15.01.07	09.03.07
65	Проведение обучения персонала	1 мес	12.03.07	06.04.07
66	Проведение комплексных испытаний установки с оформлением актов	1 мес	15.12.08	09.01.09
67	Разработка инструкций на рабочие места	2 мес	12.01.09	06.03.09
68	Получение лицензии на эксплуатацию	3 мес	09.03.09	29.05.09
69	Начало пробно-опытной эксплуатации	0 мес	29.05.09	29.05.09



ДЕЙСТВУЮЩИЕ В РФ ТРЕБОВАНИЯ И НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ ПО ОБРАЩЕНИЮ С ОТХОДАМИ, ИХ ХРАНЕНИЮ И ЗАХОРОНЕНИЮ – ПОДХОД ВНИПИЭТ

Демин А.В., Шведов А.А., Заручевская Г.П.

В составе завода по изготовлению МОХ-топлива (условное наименование завода– MFFF-R), который планируется построить в России в рамках реализации Межправительственного Соглашения, подписанного в 2000 г. между США и РФ, отсутствует комплекс по переработке жидких и твердых радиоактивных отходов (РАО). При размещении данного завода в России необходимо построить цех по переработке и хранению РАО с использованием существующих в России или зарубежом технологий и оборудования для обращения с аналогичными отходами.

При работе завода по изготовлению МОХ-топлива образуются жидкие и твердые α-содержащие отходы, которые в ряде зарубежных стран (США, Германия, Франция и др.) перерабатываются методом цементирования и направляются на долговременное хранение с последующим захоронением в глубокие геологические формации.

Цель настоящего сообщения состоит в том, чтобы показать необходимость разработки отраслевого нормативного документа под названием «Отраслевые правила проектирования системы обращения с РАО, образующимися на заводе по производству МОХ-топлива», что необходимо для проектирования указанной системы, включая выбор оптимальных по экономическим показателям и безопасности решений, отвечающих нормативным требованиям.

Разработка такого отраслевого нормативного документа (НД) для конкретного объекта - завода по изготовлению МОХ-топлива - осуществляется на основе анализа нормативной документации РФ. Решения по обращению с РАО и выбор оптимальных схем переработки должны быть взаимоувязаны с нормативными требованиями.

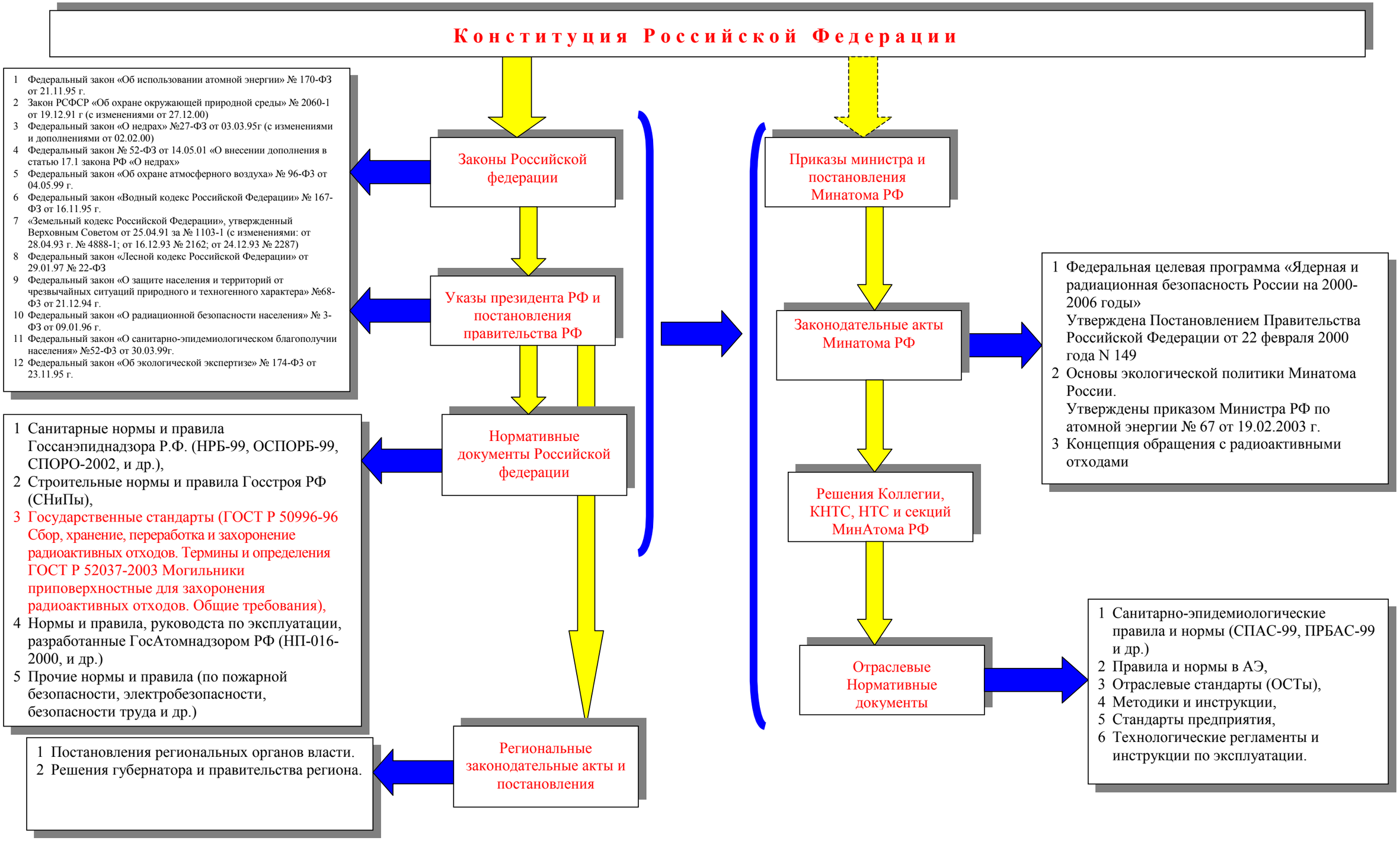
Рассмотрим отечественные нормативные документы.

В РФ создана система нормативной документации, иерархическая структура которой представлена на рис. 1. Она включает в себя:

- законы РФ, основным из которых является Конституция РФ;
- указы президента и постановления Правительства РФ, направленные на введение в действие, пояснение, осуществление контроля за исполнением статей законов и др.;
- федеральные нормативные документы в области использования атомной энергии, включающие в себя
  - санитарные нормы и правила Госсанэпиднадзора;
  - строительные нормы и правила Госстроя (СниП);
  - государственные стандарты;
  - нормы и правила, руководства по безопасности, руководящие документы по лицензированию, сертификации Госатомнадзора;
  - нормативные документы других органов государственного регулирования безопасности и исполнительной власти (пожарная безопасность, электробезопасность, безопасность труда);
- отраслевые нормативные документы Минатома (санитарные и другие нормы и правила, отраслевые стандарты, руководящие документы и рекомендации)
- стандарты предприятий (технологические регламенты, инструкции и др.)

Рисунок 1

Структурная схема нормативно-правовых документов РФ в области обращения с РАО



Нормативное регулирование в области обращения с РАО осуществлялось до недавнего времени основополагающими документами, которые носят общий характер. К настоящему времени они переработаны в соответствии с современными требованиями безопасности и переизданы. Со второй половины 90-х годов в структуре нормативной документации Госатомнадзором России было выделено специальное направление – обращение с радиоактивными отходами. Была разработана Концепция формирования структуры системы нормативных документов, регламентирующих обеспечение безопасности при обращении с РАО, утвержденная в установленном порядке. Эта Концепция предусматривает создание трех иерархических уровней документов:

- уровень 1 – основы безопасности (концептуальные положения, общие цели безопасности, фундаментальные принципы и требования безопасности);
- уровень 2 – требования обеспечения безопасности (требования, которые должны быть соблюдены, чтобы обеспечить безопасность отдельных видов деятельности),
- уровень 3 – руководства по обеспечению безопасности (пути и методы реализации требований и правила обеспечения безопасности).

В настоящее время в Российской Федерации в рамках этой Концепции разработан и разрабатывается ряд нормативных документов, регламентирующих сбор, переработку, хранение, транспортирование и захоронение радиоактивных отходов. Помимо документов ГАН России по проблеме обращения РАО при разработке проектной документации должны учитываться все представленные в системе НД документы в области атомной энергетики.

Анализ указанной выше нормативной документации показал, что схема обращения с РАО должна предусматривать:

- переработку и кондиционирование отходов с формированием упаковок РАО, отвечающих требованиям стадий хранения и захоронения;
- временное хранение, транспортирование и захоронение кондиционированных радиоактивных отходов.

Проекты новых установок по переработке, кондиционированию и хранению должны учитывать единые требования к форме отходов, контейнерам и упаковкам РАО в целом. Паспортная характеристика упаковок РАО изначально должна быть достаточной для обоснования безопасности как хранения, так впоследствии и захоронения, а сами кондиционированные РАО должны отвечать совокупным требованиям (критериям приемлемости) кондиционированных РАО вышеназванных стадий.

Критерии приемлемости представлены в ряде нормативных документов, выпущенных в России сравнительно недавно, начиная, в основном, с 2000 г. Основными из этих документов являются: ОСПОРБ-99, СПОРО-2002, СПАС-03, РБ-023-02, ПНАЭ Г-14-41-97, НП-019-2000, НП-020-2000, ГОСТ Р 52037-2003, ГОСТ Р 50927-96, ГОСТ Р 51824-2001, ГОСТ Р 51883-2002 и др. (см. рис. 2).

Как правило, критерии в виде отдельных требований встречаются в разных нормативных документах, и нет единого документа, где бы был представлен полный перечень всех критериев. В документах НП-019-2000, НП-020-2000 представлены (как отдельный частный вопрос) количественные показатели отвержденных отходов и показатели качества омоноличенных твердых РАО. Только в следующих документах критерии приемлемости рассмотрены или в виде самостоятельного нормативного документа, или самостоятельного раздела:

Рисунок 2

Критерии приемлемости РАО в нормативных документах РФ

Основополагающие НД и НД общего характера

1 **НРБ-99** Нормы радиационной безопасности
2 **ОСПОРБ-99** Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности
3 **ОПБ-88/97** Общие положения обеспечения безопасности атомных станций
4 **ОПБ ОЯТЦ** Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла
5 **СП АС-03** Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций

НД по обращению с РАО

1 **СПОРО-2002** Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами
2 **ПНАЭ Г-14-41-97** Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций
3 **РБ-011-2000** Оценка безопасности приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов
4 **РБ-023-02** Рекомендации по установлению критериев приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов для их хранения и захоронения
5 **НП-019-2000** Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности
6 **НП-020-2000** Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов
7 **ГОСТ Р 50926-96** Отходы высокоактивные отвержденные. Общие технические требования
8 **ГОСТ Р 50927-96** Отходы радиоактивные битумированные. Общие технические требования
9 **ГОСТ Р 51883-2002** Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования
10 **ГОСТ Р 52037-2003** Могильники приповерхностные для захоронения РАО

Критерии приемлемости РАО для хранения и захоронения:

- **к форме РАО**
- **к контейнеру для РАО**
- **к упаковке РАО**

Нормативный документ РБ-023-02, разработанный Госатомнадзором России, касается рекомендаций по критериям приемлемости для хранения и захоронения РАО. В нем приведен перечень критериев и дано, в основном, их качественное достаточно общее описание, которое требует доработки в части конкретизации определений и установления количественных показателей критериев.

1 Нормативные документы ГОСТ Р 50926-96, ГОСТ Р 50927-96, ГОСТ Р 51883-2002 касаются количественных требований к форме отвержденных РАО, реализованной в промышленном масштабе (битумированные, цементированные и др. отходы).

2 Нормативный документ ГОСТ Р 51824-2001 разработан ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ". В нем представлены характеристики контейнеров (в том числе и количественные), однако область его распространения ограничивается изделиями, изготовленными из конструкционных материалов на основе бетона, и не включает контейнеры (бочки) из металла или др. конструкционных материалов. При определении количественных показателей разработчики ориентировались прежде всего на транспортные требования за неимением нормативных количественных ограничений, определяемых инженерными решениями сооружений для хранения и захоронения РАО.

3 ГОСТ Р 52037-2003, разработанный также ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ", содержит критерии приемлемости только для стадии захоронения, как для РАО в соответствии с перечнем РБ-023-02, так и для упаковок в целом (включая формы паспортов и маркировочную информацию). Количественные ограничения приведены для наружного поверхностного загрязнения упаковок РАО, а остальные количественные показатели критериев приемлемости задано определять при проектировании.

Критерии приемлемости упаковок РАО регламентированы исчерпывающе в части перечня критериев (см. табл. 1). Отсутствует только критерий классификации по способам захоронения, ограничивающим удельную активность долгоживущих радионуклидов в короткоживущих РАО для приповерхностного захоронения.

По большинству критериев дана качественная формулировка требований. Однако не определено, какими показателями должно оцениваться это качество, в каких единицах измерения его необходимо представлять и каким должно быть допустимое значение этого показателя.

Количественная характеристика критериев приведена в ограниченном объеме. При чем значения количественных показателей не всегда обоснованы совокупностью требований транспортирования, хранения и захоронения. Количественно регламентированы указанными выше ГОСТами и НП-019-2000, НП-020-2000 радиационные и др. параметры отвержденных и твердых отходов, определяемые технологией отверждения и свойствами получаемых матриц (удельная активность бета- и альфа - излучателей, водоустойчивость - скорость выщелачивания, термическая стойкость или устойчивость к термическим циклам (для цементного компаунда), механическая прочность, радиационная устойчивость, водостойкость и биологическая устойчивость (для битумного компаунда).

Количественно регламентированы некоторые требования к невозвратным защитным контейнерам на основе бетона (долговечность; поверхностная загрязненность; мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м от упаковки РАО; механическая прочность, герметичность конструкции, стойкость контейнера к внешним и внутренним воздействиям и процессам; диффузионная проницаемость конструкционных материалов).

Таблица 1 - Перечень критериев приемлемости РАО

1	**Общие критерии**	
	1.1	Наличие упаковочного комплекта
	1.2	Наличие сертификата соответствия и санитарно-эпидемиологического заключения
	1.3	Состояние упаковки
	1.4	Комплектность сопроводительной документации
	1.5	Идентификация упаковки (маркировка)
2	**Параметры упаковки**	
	2.1	Масса и наружные габариты
	2.2	Геометрическая форма и конструкция
	2.3	Соответствие назначения контейнера его содержимому
	2.4	Радиационные характеристики отходов и упаковки
		2.4.1 Удельная активность и радионуклидный состав РАО
		2.4.2 Суммарная активность упаковки
		2.4.3 Мощность эквивалентной дозы на поверхности и на расстоянии 1 м от поверхности упаковки
		2.4.4 Уровень и радионуклидный состав снимаемого загрязнения на поверхности упаковки
	2.5	Механическая прочность
	2.6	Срок службы контейнера
	2.7	Герметичность контейнера и ее сохранность после испытаний на нормальные условия
	2.8	Стойкость контейнера к внешним и внутренним воздействиям и процессам
	2.9	Газо-, водо-, диффузионная проницаемость контейнера
	2.10	Стойкость контейнера к микроорганизмам, плесени и грибкам
	2.11	Дезактивируемость поверхности
	2.12	Выполнимость грузоподъемных операций и возможность штабелирования
	2.13	Условия обслуживания
3	**Форма, физико-химические свойства и состав РАО**	
	3.1	Общие требования
	3.2	Содержание свободной влаги
	3.3	Структурная стабильность формы
	3.4	Однородность формы
	3.5	Водоустойчивость формы и устойчивость к длительному пребыванию в воде
	3.6	Содержание коррозионно-активных веществ. Газообразование. Содержание взрывоопасных и самовозгорающихся веществ. Содержание ядовитых, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов. Содержание веществ, образующих комплексные соединения
	3.7	Термическая устойчивость
	3.8	Биологическая устойчивость
	3.9	Тепловыделение
	3.10	Механическая прочность
	3.11	Содержание ядерных материалов
	3.12	Радиационная стойкость

Анализ нормативной документации показал наличие противоречивых требований для отдельных критериев, недостаточность их количественной регламентации и их обоснованного представления как взаимоувязанной системы, учитывающей все стадии схемы обращения с РАО. Так, в НП-019-2000 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» указана удельная активность α-излучателей в цементном компаунде, в то время как в ГОСТ Р 51883-2002 «Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования» этот показатель отсутствует. Принимая во внимание, что до настоящего времени в РФ цементированию подлежали низкоактивные жидкие отходы, содержащие незначительные (остаточные) количества α-излучателей, и отдельно не рассматривались низкоактивные α-содержащие отходы, которые будут образовываться на новом заводе по производству МОХ-топлива, критерии включения α-излучателей в цементный компаунд должны быть пересмотрены и обосновано количественное значение содержания α-излучателей в цементном компаунде, отвечающее современным требованиям безопасности при дальнейшем хранении и захоронении кондиционированных отходов. Для этого необходимо определить влияние на регламентированные показатели качества изменения содержания α-излучателей в цементированных отходах (в диапазоне от нормированных величин до реально достижимых в процессе переработки радиоактивных отходов завода MFFF-R). Для подтверждения остальных нормативных показателей цементного компаунда требуется провести обобщение и анализ результатов научно-исследовательских работ, выполненных при разработке технологии цементирования и исследовании его свойств, а, возможно, – дополнительные исследования.

Это требует выполнения отдельной работы. Ее результатом должен быть единый обобщающий документ по критериям приемлемости кондиционированных РАО, учитывающий специфику составов и технологии обращения с РАО завода MFFF-R.

При выполнении работы необходимо:

- доработать терминологические определения критериев, дополнив их показателями, позволяющими установить допустимые количественные ограничения;
- выбрать и обосновать (на основе анализа требований и взаимосвязи технических решений всех стадий обращения с РАО и практики их реализации) перечень тех критериев, которые требуют количественной регламентации.

Завершающим этапом этой работы должно быть определение допустимых количественных показателей критериев и, если потребуется, решить научно – методические и др. вопросы оценки их количественных показателей. При определении допустимых показателей следует учитывать:

- характеристику кондиционированных РАО;
- технологию их переработки;
- конструкции контейнеров и условия процесса их изготовления, сертификации и формирования упаковок РАО;
- параметры грузоподъемного оборудования;
- решения транспортно-технологических схем обращения с упаковками РАО;
- последствия аварий при обращении кондиционированными РАО;
- условия хранения;
- выбор способа и условия захоронения и др.

Сейчас основная задача по количественной регламентации критериев приемлемости возлагается в нормативных документах, в основном, на проектную

документацию. При этом регламентированные количественные показатели должны быть соблюдены, а изменение этих показателей требует создание нового нормативного документа или пересмотра действующего нормативного документа. Разработка нового нормативного отраслевого документа для отдельного объекта, включающего в себя количественные критерии приемлемости, является более целесообразным, чем пересмотр и переработка федерального документа НП-019-2000. Предложения по пересмотру федеральных норм и правил и их переработка находятся, согласно закону «Об использовании атомной энергии», в компетенции ГАН России.

Анализ нормативной документации показал, что требования к техническим решениям стадий переработки, формирования упаковки, хранения РАО также рассредоточены по разным документам. Поэтому желательно провести (для удобства пользования) обобщение и выборку из всех действующих нормативных документов требований к обращению с РАО и представить их в разрабатываемом нормативном документе. На примере перечня требований к хранилищу РАО, составленного нами при аналитическом рассмотрении существующих НД, (см. табл. 2) можно судить об объеме предстоящей работы. Аналогичный перечень должен быть идентифицирован, наполнен существующими требованиями и для процесса кондиционирования.

Нормативная база по захоронению в России находится в стадии разработки. Основополагающие НД разработки ГАН России совместно с др. предприятиями, в том числе и ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», находятся сейчас в стадии издания: «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности» и «Безопасность при обращении с РАО. Общие положения. ОПБ РАО». Среди действующих документов с регламентацией требований к стадии захоронения, которые касаются преимущественно приповерхностного способа можно выделить следующие четыре:

- СПОРО-2002 «Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами»
- ГОСТ Р 52037-2003 «Приповерхностные могильники для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования» (разработка ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ");
- РБ-011-2000 - регламентирует требования к оценке безопасности;
- ПНАЭ Г-14-038-96 - регламентирует требования к отчету по обоснованию безопасности в части учета внешних воздействий;

Анализ указанных документов показывает, что отходы, образующиеся при производстве МОХ-топлива, следует классифицировать как долгоживущие РАО, и, следовательно, они подлежат захоронению только в глубокие геологические формации.

Таким образом, создание нормативного документа позволит обеспечить современный научно-технический уровень требований при кондиционировании, хранении и захоронении жидких и твердых отходов, образующихся на заводе MFFF-R в процессе производства смешанного уран-плутониевого топлива ТВЭЛ МОКС-ТВС, обосновать и выбрать наиболее оптимальные технические решения по обращению с РАО.

Основными решаемыми задачами являются:

- анализ научно-технической информации в области обращения с аналогичными отходами за рубежом,
- определение современных тенденций и требований радиологической защиты и безопасности при захоронении долгоживущих РАО;
- анализ существующей и разрабатываемой в РФ нормативно-технической документации по вопросам обращения с долгоживущими α-содержащими РАО, радиационной и ядерной безопасности, охраны окружающей среды с целью выявления необходимых требований;
- формирование основных требований к обращению с жидкими и твердыми отходами, образующихся в процессе производства смешанного уран-плутониевого топлива ТВЭЛ МОХ-ТВС, включая критерии приемлемости упаковок РАО.

Таблица 2 - Перечень нормативных требований к хранению кондиционированных РАО

1	Требования назначения
2	Требования к радиоактивным отходам (упаковкам) и их приемке
3	Требования к учету радиоактивных отходов
4	Требования к месту размещения хранилища
5	Требования к генеральному плану и транспорту
6	Требования к вместимости хранилища
7	Требования к составу технологических и вспомогательных систем хранилища
8	Требования по предотвращению аварий и выполнению противоаварийных мероприятий
9	Требования надежности, включая требования к классификации систем и элементов хранилища
0	Требования к стойкости хранилища к внешним воздействиям
1	Требования к условиям хранения
2	Конструктивные требования
3	Требования к размещению упаковок
4	Требования к архитектурно-строительным решениям хранилища
5	Требования к компоновочным решениям хранилища
6	Требования к защитным барьерам хранилища
7	Требования к унификации
8	Требования к технологичности
9	Требования к конструкционным материалам
0	Требования к отделке хранилища
1	Требования к транспортно-технологическому процессу обращения с упаковками РАО
2	Требования к технологическому оборудованию хранилища
3	Требования к техническим решениям вспомогательных систем, включая требования к отоплению и вентиляции помещений, к водоснабжению, канализации, сбору и отведению конденсатов и аварийных вод, технологическому и радиационному контролю, дезактивации оборудования, транспортных средств и помещений, к управлению и автоматике, к электроснабжению и освещению, обращению с вторичными отходами, к физической защите
4	Требования радиационной безопасности, включая требования к мощности дозы на поверхности хранилища, санитарно - защитной зоне и зоне наблюдения, к радиационному контролю и радиоэкологическому мониторингу
5	Требования радиационной безопасности при авариях
6	Требования ядерной безопасности, если в составе отходов присутствуют делящиеся изотопы
7	Требования пожарной безопасности (при наличии горючих отходов)
8	Требования безопасности при выполнении погрузо-разгрузочных работ
9	Требования электробезопасности
0	Требования безопасности при выполнении дезактивационных работ
1	Требования к техническому обслуживанию и ремонту хранилища

Министерство Российской Федерации по атомной энергии
ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ»
Федеральное государственное унитарное предприятие «Головной институт «Всероссийский проектный и научно-исследовательский институт комплексной энергетической технологии»

Совещание по планированию работ в рамках контрактов с LLNL
16-18 февраля 2004 г.

ДЕЙСТВУЮЩИЕ В РФ ТРЕБОВАНИЯ И НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ ПО ОБРАЩЕНИЮ С ОТХОДАМИ, ИХ ХРАНЕНИЮ И ЗАХОРОНЕНИЮ – ПОДХОД ВНИПИЭТ

А.В. Демин, Г.П. Заручевская, А.А. Шведов

Цель сообщения

- ***Показать необходимость разработки отраслевого нормативного документа с предварительным названием* - «Отраслевые правила проектирования системы обращения с РАО, образующихся на заводе по производству МОХ-топлива (MFFF-R)».**

- ***Наличие такого документа позволит осуществить обоснованный выбор оптимальных по технико-экономическим показателям и критериям безопасности технических решений, проектируемой для завода MFFF-R системы обращения с РАО, отвечающих современным нормативным требованиям.***

Иерархическая структура системы нормативной документации РФ (рисунок 1):

- **законы РФ, основным из которых является Конституция РФ;**

указы президента и постановления Правительства РФ, направленные на введение в действие, пояснение, осуществление контроля за исполнением статей законов и др.;

- **федеральные нормативные документы в области использования атомной энергии, включающие в себя:**
  - **санитарные нормы и правила Госсанэпиднадзора;**
  - **строительные нормы и правила Госстроя (СниП);**
  - **государственные стандарты;**
  - **нормы и правила, руководства по безопасности, руководящие документы по лицензированию, сертификации Госатомнадзора;**
  - **нормативные документы других органов государственного регулирования безопасности и исполнительной власти (пожарная безопасность, электробезопасность, безопасность труда);**

- **отраслевые нормативные документы Минатома (санитарные и другие нормы правила, отраслевые стандарты, руководящие документы и рекомендации);**

- **стандарты предприятий (технологические регламенты, инструкции и др.).**

Рисунок 1

Структурная схема нормативно-правовых документов РФ в области обращения с РАО

Конституция Российской Федерации

Законы Российской федерации

•Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ от 21.11.95 г.
•Закон РСФСР «Об охране окружающей природной среды» № 2060-1 от 19.12.91 г (с изменениями от 27.12.00)
•Федеральный закон «О недрах» №27-ФЗ от 03.03.95г (с изменениями и дополнениями от 02.02.00)
•Федеральный закон № 52-ФЗ от 14.05.01 «О внесении дополнения в статью 17.1 закона РФ «О недрах»
•Федеральный закон «Об охране атмосферного воздуха» № 96-ФЗ от 04.05.99 г.
•Федеральный закон «Водный кодекс Российской Федерации» № 167-ФЗ от 16.11.95 г.
•«Земельный кодекс Российской Федерации», утвержденный Верховным Советом от 25.04.91 за № 1103-1 (с изменениями: от 28.04.93 г. № 4888-1; от 16.12.93 № 2162; от 24.12.93 № 2287)
•Федеральный закон «Лесной кодекс Российской Федерации» от 29.01.97 № 22-ФЗ
•Федеральный закон «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера» №68-ФЗ от 21.12.94 г.
•Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96 г.
•Федеральный закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» №52-ФЗ от 30.03.99г.
•Федеральный закон «Об экологической экспертизе» № 174-

Указы президента РФ и постановления правительства РФ

Нормативные документы Российской Федерации

•Санитарные нормы и правила Госсанэпиднадзора Р.Ф. (НРБ-99, ОСПОРБ-99, СПОРО-2002, и др.),
•Строительные нормы и правила Госстроя РФ (СНиПы),
•Государственные стандарты (ГОСТ Р 50996-96 Сбор, хранение, переработка и захоронение радиоактивных отходов. Термины и определения ГОСТ Р 52037-2003 Могильники приповерхностные для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования),
•Нормы и правила, руководста по эксплуатации, разработанные ГосАтомнадзором РФ (НП-016-2000, и др.)
•Прочие нормы и правила (по пожарной безопасности, электробезопасности, безопасности труда и др.)

Региональные законодательные акты и постановления

•Постановления региональных органов власти.
•Решения губернатора и правительства региона.

Приказы министра и постановления Минатома РФ

Законодательные акты Минатома РФ

•Федеральная целевая программа «Ядерная и радиационная безопасность России на 2000-2006 годы» Утверждена Постановлением Правительства Российской Федерации от 22 февраля 2000 года N 149
•Основы экологической политики Минатома России. Утверждены приказом Министра РФ по атомной энергии № 67 от 19.02.2003 г.
•Концепция обращения с радиоактивными отходами

Решения Коллегии, КНТС, НТС и секций МинАтома РФ

Отраслевые Нормативные документы

•Санитарно-эпидемиологические правила и нормы (СПАС-99, ПРБАС-99 и др.)
•Правила и нормы в АЭ,
•Отраслевые стандарты (ОСТы),
•Методики и инструкции,
•Стандарты предприятия,
•Технологические регламенты и инструкции по эксплуатации.

Концепция формирования структуры системы НД

- **предусматривает создание трех иерархических уровней документов:**

  – **уровень 1** – основы безопасности (концептуальные положения, общие цели, фундаментальные принципы и требования безопасности);
  – **уровень 2** – требования обеспечения безопасности;
  – **уровень 3** – руководства по обеспечению безопасности.

Критерии приемлемости системы обращения с РАО регламентированы в следующих документах (рисунок 2):

- **РБ-023-02** - приведены рекомендации по критериям приемлемости для хранения и захоронения РАО, приведен перечень критериев, качественное описание;
- **ГОСТ Р 50926-96, ГОСТ Р 50927-96, ГОСТ Р 51883-2002** - приведены количественные требования к формам отвержденных РАО, реализованных в промышленном масштабе;
- **ГОСТ Р 51824-2001** - представлены характеристики контейнеров (в том числе и количественные). Область его распространения ограничивается изделиями, изготовленными из конструкционных материалов на основе бетона, и не включает контейнеры (бочки) из металла или др. конструкционных материалов;
- **ГОСТ Р 52037-2003** - содержит критерии приемлемости упаковок РАО, направляемых на захоронение в соответствии с перечнем РБ-023-02;
- **НП-19-2000, НП-20-2000, ПНАЭ-14-41-97** – содержат количественные критерии приемлемости для отвержденных отходов и качественные – для упаковок РАО.

Критерии приемлемости РАО в нормативных документах РФ

Основополагающие НД и НД общего характера

НРБ-99 Нормы радиационной безопасности

ОСПОРБ-99 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности

ОПБ-88/97 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций

ОПБ ОЯТЦ Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла

СП АС-03 Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций

НД по обращению с РАО

СПОРО-2002 Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами
ПНАЭ Г-14-41-97 Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций
РБ-011-2000 Оценка безопасности приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов
РБ-023-02 Рекомендации по установлению критериев приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов для их хранения и захоронения
НП-019-2000 Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности
НП-020-2000 Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов
ГОСТ Р 50926-96 Отходы высокоактивные отвержденные. Общие технические требования
ГОСТ Р 50927-96 Отходы радиоактивные битумированные. Общие технические требования
ГОСТ Р 51883-2002 Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования
ГОСТ Р 52037-2003 Могильники приповерхностные для захоронения РАО

Критерии приемлемости РАО для хранения и захоронения:

- к форме РАО
- к контейнеру для РАО
- к упаковке РАО

Рисунок 2.

1. Общие критерии приемлемости кондиционированных РАО:

1.1 Наличие упаковочного комплекта;

1.2 Наличие сертификата соответствия и санитарно-эпидемиологического заключения;

1.3 Состояние упаковки;

1.4 Комплектность сопроводительной документации;

1.5 Идентификация упаковки (маркировка).

2. Критерии приемлемости параметров упаковки:

2.1 Масса и наружные габариты;
2.2 Геометрическая форма и конструкция;
2.3 Соответствие назначения контейнера его содержимому;
2.4 Радиационные характеристики отходов и упаковки;
2.5 Механическая прочность;
2.6 Срок службы контейнера;
2.7 Герметичность контейнера и ее сохранность после испытаний на нормальные условия;
2.8 Стойкость контейнера к внешним и внутренним воздействиям и процессам;
2.9 Газо-, водо-, диффузионная проницаемость контейнера;
2.10 Стойкость контейнера к микроорганизмам, плесени и грибкам;
2.11 Дезактивируемость поверхности;
2.12 Выполнимость грузоподъемных операций и возможность штабелирования;
2.13 Условия обслуживания.

3. Критерии приемлемости формы, физико-химических свойств и состава кондиционированных РАО:

3.1 Содержание свободной влаги;
3.2 Структурная стабильность формы;
3.3 Однородность формы;
3.4 Водоустойчивость формы и устойчивость к длительному пребыванию в воде;
3.5 Содержание примесей химических веществ. Газообразование. Содержание взрывоопасных и самовозгорающихся веществ;
3.6 Термическая устойчивость;
3.7 Биологическая устойчивость;
3.8 Тепловыделение;
3.9 Механическая прочность;
3.10 Содержание ядерных материалов;
3.11 Радиационная стойкость.

Анализ нормативных требований по данным критериям приемлемости показал:

- ***Количественная характеристика критериев в действующих НД приведена в ограниченном объеме.***
- ***Значения количественных показателей не всегда обоснованы совокупностью требований транспортирования, хранения и захоронения.***
- ***Количественно регламентированы не все необходимые радиационные и др. параметры отвержденных и твердых отходов, определяемые технологией отверждения и свойствами получаемых матриц.***

Общий анализ нормативной документации показал

наличие противоречивых требований для отдельных критериев, ***недостаточность*** их ***количественной регламентации*** и их ***обоснованного представления*** как взаимоувязанной системы, учитывающей ***все стадии схемы обращения*** с РАО.

Например:

В НП-019-2000 указана удельная активность α-излучателей в цементном компаунде, в то время как в ГОСТ Р 51883-2002 этот показатель отсутствует.

Принимая во внимание, что до настоящего времени в РФ цементированию подлежали низкоактивные жидкие отходы, содержащие незначительные (остаточные) количества α-излучателей, и отдельно не рассматривались низкоактивные α-содержащие отходы, которые будут образовываться на новом заводе по производству МОХ-топлива, ***критерии включения α-излучателей в цементный компаунд должны быть пересмотрены*** и обосновано количественное значение содержания α-излучателей в цементном компаунде, отвечающее современным требованиям безопасности при дальнейшем хранении и захоронении кондиционированных отходов.

Выводы по Анализу нормативной документации

- **Требования к техническим решениям стадий переработки, формирования упаковки, хранения РАО рассредоточены по разным документам.**
- **Необходимо *провести обобщение и выборку* из действующих НД *требований к обращению с РАО* и представить их в разрабатываемом нормативном документе.**
- **Необходимо выполнение отдельной работы.**
- **Ее результатом должен быть единый обобщающий документ по критериям приемлемости кондиционированных РАО, учитывающий специфику обращения с РАО завода MFFF-R.**

При разработке нового отраслевого нормативного документа необходимо:

- ***доработать терминологические определения*** критериев, дополнив их показателями, позволяющими установить допустимые количественные ограничения;
- ***выбрать и обосновать*** (на основе анализа требований и взаимосвязи технических решений всех стадий обращения с РАО и практики их реализации) ***перечень*** тех ***критериев***, которые требуют ***количественной регламентации***.

Завершающим этапом этой работы должно быть ***определение допустимых количественных показателей*** критериев и, если потребуется, решение ***научно – методических*** **и др.** ***вопросов оценки*** **их** ***количественных показателей***.

Основными задачами создания отраслевого НД являются:

•***анализ научно-технической информации*** в области обращения с аналогичными отходами за рубежом;

•***анализ существующей и разрабатываемой в РФ нормативно-технической документации*** по вопросам обращения с долгоживущими α-содержащими РАО, радиационной и ядерной безопасности, охраны окружающей среды с целью выявления необходимых требований;

•***формирование основных требований к обращению с жидкими и твердыми отходами,*** образующихся в процессе производства смешанного уран-плутониевого топлива ТВЭЛ МОХ-ТВС, включая критерии приемлемости упаковок РАО;

•***определение современных тенденций и требований*** радиологической защиты и безопасности при захоронении долгоживущих РАО.

При определении допустимых показателей для нового НД следует учитывать:

- *характеристику кондиционированных РАО;*
- *технологию их переработки;*
- *конструкции контейнеров и условия процесса их изготовления, сертификации и формирования упаковок РАО;*
- *параметры грузоподъемного оборудования;*
- *решения транспортно-технологических схем обращения с упаковками РАО;*
- *последствия аварий при обращении кондиционированными РАО;*
- *условия хранения;*
- *выбор способа и условия захоронения и др.*

Перечень требований для нового отраслевого Нормативного Документа

- ***На примере перечня требований разработанных к хранилищу РАО, (см. табл. 2) можно судить об объеме предстоящей работы;***
- ***Для нового НД аналогичный перечень должен быть идентифицирован, наполнен существующими требованиями и новыми требованиями характерными для процесса кондиционирования РАО, образующихся при работе завода MFFF-R.***

Таблица 2 - Перечень нормативных требований (на примере требований к хранению кондиционированных РАО)

- Требования назначения;
- Требования к радиоактивным отходам (упаковкам) и их приемке;
- Требования к учету радиоактивных отходов;
- Требования к генеральному плану и транспорту;
- Требования к вместимости хранилища;
- Требования к составу технологических и вспомогательных систем;

- ***Требования по предотвращению аварий и выполнению противоаварийных мероприятий;***
- ***Требования надежности, включая требования к классификации систем и элементов;***
- ***Требования к стойкости процесса к внешним воздействиям;***
- ***Требования к условиям переработки и хранения;***
- ***Конструктивные требования;***
- ***Требования к размещению упаковок;***
- ***Требования к архитектурно-строительным решениям;***

- ***Требования к компоновочным решениям;***
- ***Требования к защитным барьерам систем;***
- ***Требования к унификации;***
- ***Требования к технологичности;***
- ***Требования к конструкционным материалам;***
- ***Требования к транспортно-технологическому процессу обращения с упаковками РАО;***
- ***Требования к технологическому оборудованию;***
- ***Требования к техническим решениям вспомогательных систем;***

- ***Требования радиационной безопасности, радиационному мониторингу;***
- ***Требования радиационной безопасности при авариях;***
- ***Требования ядерной безопасности;***
- ***Требования пожарной безопасности;***
- ***Требования безопасности при выполнении погрузо-разгрузочных работ;***
- ***Требования электробезопасности;***
- ***Требования безопасности при выполнении дезактивационных работ;***
- ***Требования к техническому обслуживанию и ремонту.***

Заключение

Разработка нового отраслевого НД **для отдельного объекта, включающего в себя кроме количественных критериев приемлемости, также обобщение и выборку требований всех действующих нормативных документов к обращению с РАО,** ***является более целесообразным, чем пересмотр и переработка федеральных документов таких как - НП-019-2000*****.**

В настоящее время нами подготовлен и направлен в ОАО «ТВЭЛ» проект Технического задания на разработку нового отраслевого нормативного документа -

«Отраслевые правила проектирования системы обращения с РАО, образующихся на заводе по производству МОХ-топлива».

ДЕЙСТВУЮЩИЕ В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ТРЕБОВАНИЯ И НОРМАТИВНЫЕ ДОКУМЕНТЫ ПО УТИЛИЗАЦИИ НИЗКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ГЕОЛОГИЧЕСКОМУ ЗАХОРОНЕНИЮ РАО.

Т.А. ГУПАЛО, В.А. ПРИХОДЬКО (ВНИПИПТ, МОСКВА)

Структура законодательной и нормативной базы по проблеме обращения с радиоактивными отходами в Российской Федерации приведена на рисунке 1, 2. Представленная картина нормативно-правового поля обращения с РАО позволяет проводить все операции с РАО вплоть до их хранения. Но отдельные документы по критериям приемлемости отходов для окончательной изоляции и по нормированию действий для окончательной стадии отсутствуют. Во всех документах эта стадия не детализируется.

В основном все рекомендации по обращению с РАО главным образом регламентируют правила работы с излучающими материалами, но нет четких разграничений, какие конкретно отходы можно захоранивать на поверхности, а какие в глубоких геологических формациях.

В России применяется система классификации, в которой выделяются 9 категорий отходов в зависимости от удельной активности и вида излучений, однако не даются рекомендации, в каком виде, количестве и месте (на поверхности или в геологических формациях) их можно изолировать окончательно.

Некоторые документы, находящиеся в стадии подготовки (рисунок 3), требуют доработки. Например, в одном из этих документов есть таблица, в которой лимитируется только максимальная активность (или концентрация) радионуклидов, в том числе долгоживущих, но не ограничивается их общее количество в отходах, захораниваемых в приповерхностных могильниках.

Более четко вопросы окончательной изоляции различных видов РАО рассматриваются в нормативных материалах США, Франции и рекомендациях МАГАТЭ.

Рис. 1. Структура законодательной базы по проблеме окончательной изоляции РАО
Hierarchic structure of legislative basis on RW final isolation

Конституция Российской Федерации
The Constitution of Russian Federation

Законы Российской Федерации

The laws of Russian Federation

Указы президента и постановления правительства

The decrees of the President and decisions of the government

ФЗ «О радиационной безопасности населения» №3, 09.01.1996г
FL “About radiation safety for population” N3-FL, 09.01.1996
ФЗ «О недрах» №20, 02.01.2000г
FL “About ground resources” N20-FL, 02.01.2000
ФЗ «Об охране окружающей среды» №7, 10.01.2003г
FL “About protection of natural environment” N7-FL, 10.01.2003
ФЗ «Об использовании атомной энергии» №170, 09.01.1996г
FL “About using of atomic energy” N170-FL, 09.01.1996

ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» №52, 30.03.1999г
FL “ About sanitary-epidemic well-being of the population” N52-FL, 30.03.1999
ФЗ «Об отходах производства и потребления» №89, 24.06.1998г
FL “About production and comsumption waste” N89-FL, 24.06.1998
ФЗ «Об экологической экспертизе» № 174, 23.11.1995г
FL “ About ecological examination” N174-FL, 23.11.1995
ФЗ «О промышленной безопасности опасных производственных объектов» №116, 21.07.1997г
FL “About industrial safety of hazardous production facilities” N116-FL, 21.07.1997

ППРФ «Об утверждении Порядка инвентаризации мест и объектов добычи, транспортировки, переработки, использования, сбора и захоронения радиоактивных веществ и источников излучения на территории РФ» №505, 22.07.1992г
DG “About approval of the Order of inventory of places and mining facilities, transportation, reprocessing, use, collection and burial of radwaste and radiation sources in RF” N505-FL, 22.07.1992
Водный кодекс РФ №167, 19.11.1995г
FL “The Water Code of Russian Federation” N167-FL, 19.11.1995

Рис. 2. Структура нормативной базы по проблеме окончательной изоляции РАО
Structure of normative basis on RW final isolation

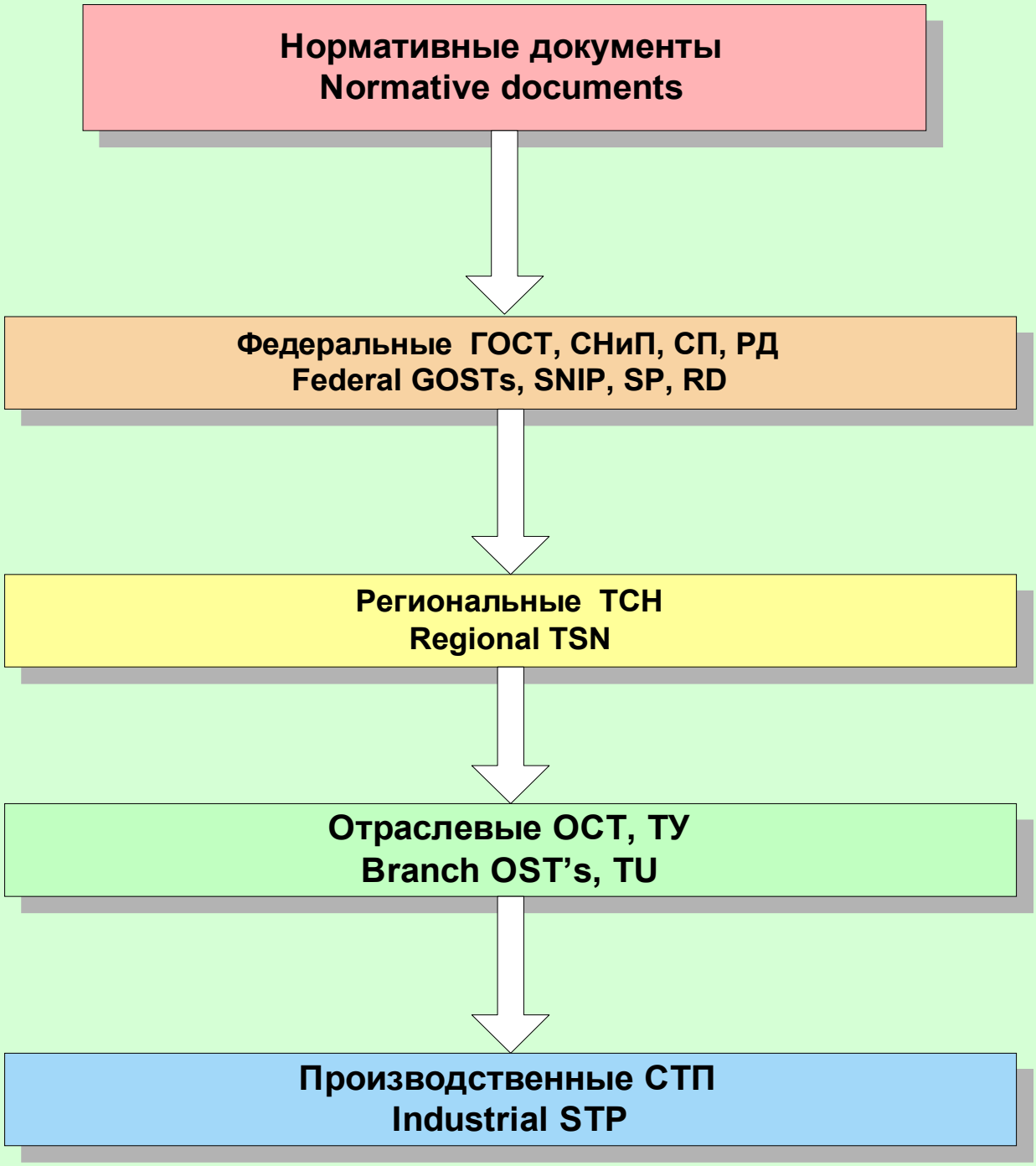


Рис. 3. Документы, требующие доработки
Documents which require modification

Обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения
Safety ensuring in radwaste management. Main principles

Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности
Near surface radwaste disposal. Safety requirements

Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности
Radwaste burial. Concepts, criteria and basic safety requirements

В США выделяются три основные категории радиоактивных отходов: высокоактивные, альфа-излучающие трансурановые отходы, низкоактивные отходы. Высокоактивные отходы имеют высокий уровень радиоактивности, высокое тепловыделение, что требует в процессе обращения с ними применения специальных мер. Высокоактивные отходы могут содержать нуклиды с очень большими периодами полураспада, что требует их долговременной изоляции.

Трансурановые отходы или эквивалентные им отходы с повышенными концентрациями долгоживущих нуклидов (углерод, технеций, йод) определяются как отходы, требующие долговременной изоляции, но не являются собственно высокоактивными.

Во Франции радиоактивные отходы делятся на 3 категории:

- отходы низкого и среднего уровня активности, содержащие нуклиды с периодом полураспада менее 30 лет.
- отходы низкого и среднего уровней активности, содержащие значительные количества долгоживущих альфа-излучающих нуклидов;
- высокоактивные отходы, содержащие долгоживущие нуклиды и нуклиды с высоким уровнем излучений.

В рекомендациях МАГАТЭ 1984 года все РАО классифицированы на 5 категорий и предложены рекомендации по окончательной изоляции РАО каждой из этих категорий.

ВЫВОДЫ

1. Окончательным шагом обращения со всеми видами отходов является – захоронение без контроля. Это необходимо учитывать при проектировании любых установок, в результате эксплуатации которых образуются отходы.
2. Необходимо внести дополнения и изменения в действующие нормативные материалы РФ и проекты документов: "Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности" и "Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности"
3. Все технические решения по обращению с отходами должны обосновываться с учетом мест и условий окончательной изоляции РАО.

EXISTING REQUIREMENTS AND NORMATIVE DOCUMENTS ON LOW-LEVEL WASTE UTILIZATION AND GEOLOGIC DISPOSAL IN RUSSIAN FEDERATION

T.A. GUPALO, B. A. PRIKHODKO (VNIPIPT, MOSCOW)

The structure of legislative and normative basis in the field of RW management in the Russian Federation is shown in figures 1 and 2. The introduced pattern of the normative-legal field of RW management allows to carry out all operations with RW up to their storage. No individual documents concerning criteria of waste acceptability and standardizing at the final stage are available. This field is still not worked out in details.

Basically all recommendations on radwaste management regulate norms of work with radiation emitting materials and there are no precise indications what particular waste can be buried on surface and what can be disposed of in deep geological formations.

In Russia uses classification scheme in which 9 categories of waste are singled out depending on specific activity and type of radiation. This classification also does not give precise concepts of what kind, quantity and in what place (on surface or in geological formations) waste can be finally isolated.

Some documents, being still under completion (figure 3), require modifications. One of these documents presents a table in which only maximum activity (or concentration) of radionuclides is identified, including long-lived radionuclides, but their total quantity in waste to be disposed of in near-surface burials is not limited. More precisely issues of final isolation of different RW are given in normative documents of USA, France and IAEA recommendations.

In USA three basic categories of radwaste are singled out: high-level, alpha-emitting transuranium waste and low-level waste. High-level waste has a high level of radioactivity and enhanced heat release that requires special measures. High-

activity waste can contain nuclides with rather long half-life periods and requires the long-term isolation.

Transuranium or the equivalent waste with increased concentrations of long-lived nuclides (carbon, technetium, iodine) are defined as waste requiring long-term isolation, but are not naturally high-level waste.

In France radwaste is divided in 3 classes:

- waste of low and intermediate activity level, containing nuclides with a half-life less than 30 years;
- waste of low and intermediate level of activity, containing considerable quantities of long-lived alpha-emitting nuclides;
- high-level waste containing long-lived nuclides and nuclides with a high level of radiation.

In IAEA recommendations of 1984 all RW is divided in 5 categories and recommendations for final isolation of all RW categories are proposed.

Conclusions

1. Final stage of management of all types of waste is its disposal without monitoring. It should be borne in mind at designing any installations whose activity resulted in generating waste.
2. Changes and additions should be included in existing RF normative documents and draft documents: “Burial of radioactive wastes. Principles, criteria and basic safety requirements” and “Near-surface burial of radioactive wastes. Safety requirements”
3. All planned activities with waste should be justified with allowance for sites and condition of final RW isolation.

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

Февраль 16 – 18, 2004, Санкт-Петербург

НОРМАТИВНОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

В.А. Неретин

Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзор России)

СТРУКТУРА ПРАВОВЫХ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ

1. **КОНСТИТУЦИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ**
2. **ФЕДЕРАЛЬНЫЕЗАКОНЫ И МЕЖДУНАРОДНЫЕ СОГЛАШЕНИЯ**
3. **НОРМАТИВНЫЕ ПРАВОВЫЕ АКТЫ ПРЕЗИДЕНТА И ПРАВИТЕЛЬСТВА РФ**
4. **ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА**
5. **ДОКУМЕНТЫ ОРГАНОВ ГОСУДАРСТВЕННОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ**
6. **СТАНДАРТЫ, ОТРАСЛЕВЫЕ ДОКУМЕНТЫ**

КОНЦЕПЦИЯ ФОРМИРОВАНИЯ СИСТЕМЫ НД ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАО

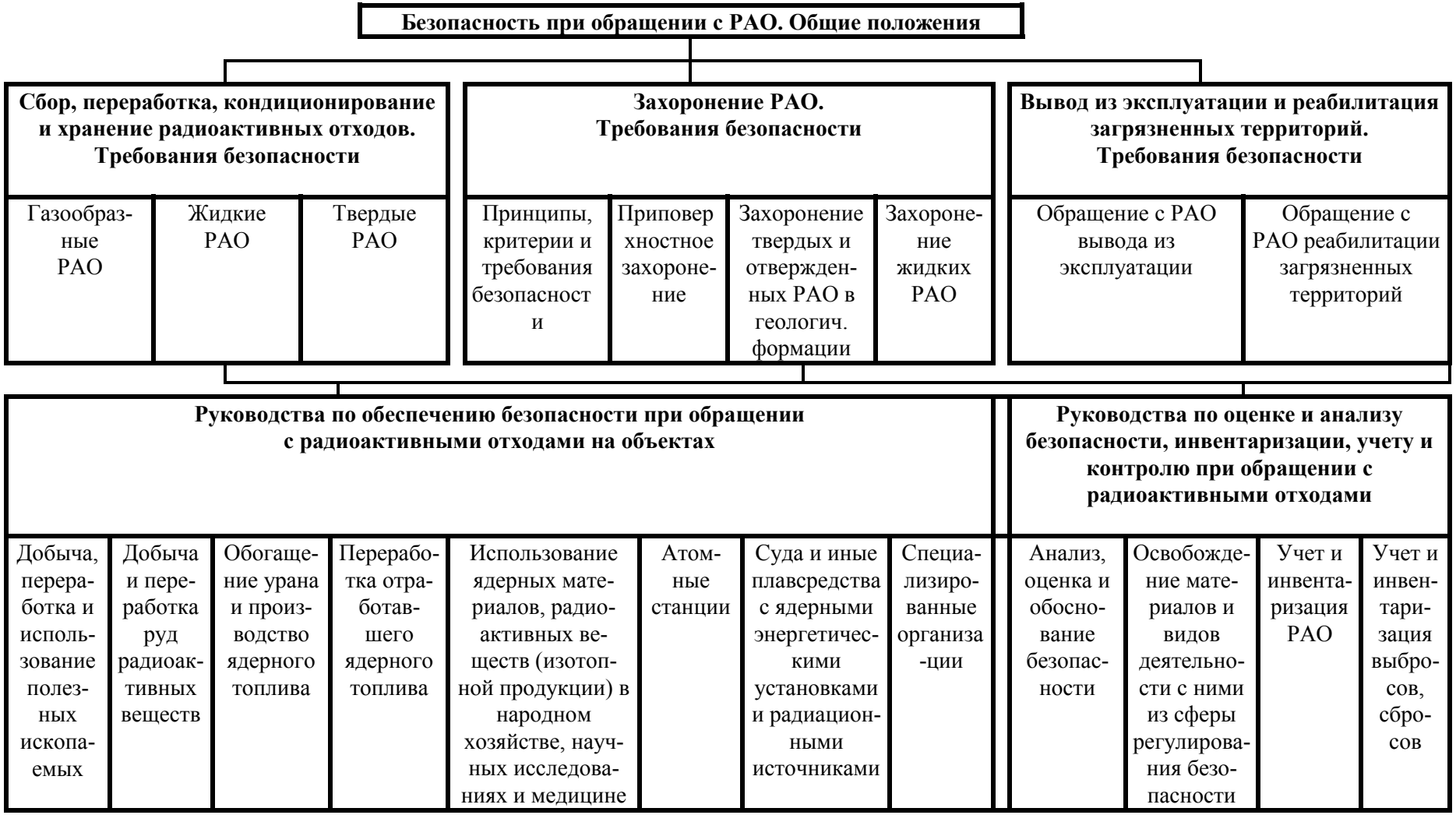
"Концепция формирования структуры системы нормативных документов, регламентирующих обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами", которая была разработана на основе системного подхода и одобрена Минатомом России, Госкомэкологией России и утверждена и введена в действие постановлением Госатомнадзора России № 8 от 05.11.1997 г. и постановлением Министерства здравоохранения России №2 от 15.01.1998 г.

Уровень 1. "Основы безопасности" - определяют общие цели безопасности, принципы и требования безопасности при обращении с РАО.

Уровень 2. "Требования обеспечения безопасности" - содержат требования, которые должны быть соблюдены, чтобы обеспечить безопасность отдельных видов деятельности.

Уровень 3. "Руководства по обеспечению безопасности" - содержат рекомендации по способам и методам реализации требований обеспечения безопасности.

Структура системы нормативных документов регламентирующих обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами (РД-03-42-97)



ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА

В настоящее время разработаны, утверждены и введены в действие следующие федеральные нормы и правила (ОЯТЦ):

- НП-016-2000 "Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла";
- НП-019-2000 "Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности";
- НП-020-2000 "Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности";
- НП-021-2000 "Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности";
- ПНАЭ Г-14-038-96 "Требование к отчету по обоснованию безопасности пунктов хранения радиоактивных отходов в части учета внешних воздействий".

ДОКУМЕНТЫ ГОСАТОМНАДЗОРА РОССИИ

В настоящее время разработаны, утверждены и введены в действие следующие руководства по безопасности Госатомнадзора России (ОЯТЦ):

- РБ-023-02 "Рекомендации по установлению критериев приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов для их хранения и захоронения";
- РБ-011-2000 "Оценка безопасности приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов";
- РБ-003-98 "Требования к программе обеспечения качества при обращении с радиоактивными отходами";
- РБ-014-2000 "Обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами, образующимися при добыче, переработке и использовании полезных ископаемых".

РАЗРАБАТЫВАЕМЫЕ ДОКУМЕНТЫ

В настоящее время в рамках Программы утилизации избыточного оружейного плутония проводится разработка следующих нормативных документов Госатомнадзора России (ОЯТЦ):

- "Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения" (проект окончательной редакции);
- "Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности" (проект окончательной редакции);
- "Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности" (проект окончательной редакции).

ОПБ ОЯТЦ (НП-016-2000)

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 должен содержаться анализ состава и количества РАО, образующихся при нормальной эксплуатации объекта ЯТЦ, и их оценка для проектных аварий.

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

СБОР, ПЕРЕРАБОТКА, ХРАНЕНИЕ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ЖРО (НП-019-2000) - 1

Настоящий документ:

- устанавливает требования к обеспечению безопасности при сборе, переработке, хранении и кондиционировании ЖРО;
- распространяется на проектируемые, сооружаемые, эксплуатируемые и выводимые из эксплуатации ЯУ, РИ и ПХ.

Общие требования:

- в проекте ЯУ должны быть предусмотрены конкретные технические средства для безопасного сбора, переработки, хранения и кондиционирования ЖРО;
- документация и работы по сбору, переработке, хранению и кондиционированию ЖРО должны выполняться в соответствии с программой обеспечения качества;
- система контроля качества ЖРО и кондиционированных отходов должна обеспечивать получение достоверной информации о характеристиках ЖРО, матричных материалах, отвержденных ЖРО и упаковках кондиционированных отходов.

СБОР, ПЕРЕРАБОТКА, ХРАНЕНИЕ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ЖРО (НП-019-2000) - 2

Требования безопасности при хранении ЖРО:

- в проекте ЯУ должны быть установлены и обоснованы допустимые объемы ЖРО, их радионуклидный состав, величина активности и сроки хранения ЖРО;
- объем емкостей ХЖО должен обеспечивать необходимую технологическую выдержку ЖРО до их переработки;
- проектом должны быть предусмотрены резервные емкости для хранения ЖРО, образовавшихся в результате аварий.

Требования безопасности при кондиционировании ЖРО:

- проектом должны быть обоснованы принятые методы и средства кондиционирования ЖРО;
- установлены ограничения на содержание отдельных веществ в упаковках РАО;
- установлены требования к конструкции и материалам контейнеров;
- контейнеры и упаковки РАО, предназначенные для долговременного хранения и (или) захоронения, подлежат обязательной сертификации;
- хранение кондиционированных ЖРО должно осуществляться в специально оборудованных хранилищах с системой барьеров.

СБОР, ПЕРЕРАБОТКА, ХРАНЕНИЕ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ЖРО (НП-019-2000) - 3

Требования безопасности при отверждении ЖРО:

- отверждение ЖРО должно производиться методами цементирования, битумирования и остекловывания (допускается использование других методов отверждения);
- **конкретные технические методы и средства переработки ЖРО устанавливаются и обосновываются в проекте ЯУ (п.5.1);**
- установка отверждения должна находиться в отдельном помещении, снабженном системой вентиляции/пожарной сигнализацией и средствами пожаротушения;
- при отверждении должно быть обеспечено получение компаунда с установленными показателями качества;
- установлены ограничения на содержание отдельных веществ в ЖРО:
  - вещества, взаимодействующие с цементом с образованием токсичных веществ (например, соли аммония);
  - вступающие с битумной матрицей в химическое взаимодействие, сопровождающееся (экзотермическими эффектами, образованием токсичных или взрывоопасных веществ, ухудшением качества образующегося компаунда);
  - удельная активность ЖРО не должна превышать 1 Ки/ дм^3 (при битумировании).
  - концентрация плутония в ЖРО не должна превышать 0,03 г/ дм^3 (для стекла).

ОСНОВНЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ КАЧЕСТВА ЦЕМЕНТНОГО КОМПАУДА

Показатель качества	Допустимые значения
Удельная активность компаунда:	
бета-активность	$<3{,}7\cdot10^{10}$ Бк/кг ($1\cdot10^{-3}$ Ки/г)
альфа-активность	$<3{,}7\cdot10^{7}$ Бк/кг ($1\cdot10^{-6}$ Ки/г)
Водоустойчивость (скорость выщелачивания радионуклидов по Cs-137 и Sr-90)	$<1\cdot10^{-3}$ г/см^{2}сут
Механическая прочность (предел прочности при сжатии)	≥ 50 кгс/см^2
Радиационная устойчивость	Механическая прочность не менее 50 кгс/см^2 после облучения дозой 10^6 Гр (10^8 рад)
Устойчивость к термическим циклам	Механическая прочность не менее 50 кгс/см^2 после 30 циклов замораживания и оттаивания (-40 ... +40 ^{0}С)
Водостойкость	Механическая прочность не менее 50 кгс/см^2 после 90-дневного погружения в воду

ОСНОВНЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ КАЧЕСТВА БИТУМНОГО КОМПАУДА

Показатель качества	Допустимые значения
Удельная активность компаунда: бета- активность альфа-активность	 $<3{,}7\cdot10^{10}$ Бк/кг ($1\cdot10^{-3}$ Ки/г) $<3{,}7\cdot10^{7}$ Бк/кг ($1\cdot10^{-6}$ Ки/г)
Водоустойчивость (скорость выщелачивания радионуклидов по Cs-137 и Sr-90)	$<1\cdot10^{-3}$ г/см$^2\cdot$сут
Содержание свободной влаги в компаунде	< 3 %
Термическая устойчивость	t^o вспышки >200 ^oC t^o воспламенения >250 ^oC; t^o самовоспламенения >400 ^oC
Радиационная устойчивость	Увеличение объема менее 10% после облучения дозой 10^6 Гр (10^8 рад)
Биологическая устойчивость	Отсутствие роста грибков

ОСНОВНЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ КАЧЕСТВА СТЕКЛОПОДОБНОГО МАТЕРИАЛА

Показатель качества	Допустимые значения
Состав отвержденных ЖРО	<24 – 27% мас. Na_2O и оксидов одновалентных нуклидов; <20 - 24% мас. Al_2O_3 и оксидов многовалентных нуклидов, в том числе < 0,2% мас. трансурановых элементов; <50 –52% мас. P_2O_5
Однородность	Равномерность состава блока по макрокомпонентам в пределах ± 10%; отсутствие выделения дисперсных фаз, особенно для альфа-излучателей. Количество альфа-излучателей < 0,2% мас.
Тепловыделение	< 5 кВт /м^3
Водоустойчивость (скорость выщелачиваемости радионуклидов по Cs^{137} , Sr^{90}, Pu.)	10^{-5} - 10^{-6} г/см^2 ·сут Cs^{137}; 10^{-6} г/см^2 ·сут Sr^{90}; 10^{-7} г/см^2 ·сут Pu
Термическая стойкость	Отсутствие изменений структуры и водостойкости в результате хранения при температуре до 450^{0}С

Радиационная стойкость	Неизменность структуры и водоустойчивости при: а) дозы ~ 10^8 Гр (10^{10} рад) (по β, γ-излучению), б)10^{18} - 10^{19} α-распадов/см^3
Механическая прочность: Прочность на сжатие	(0,9 -1,3) кгс/мм^2 (0,9 -1,3) $\cdot 10^7$ Н/м^2
Прочность на изгиб	(4,1 - 4,7) кгс/мм^2 (4,1 - 4,7) $\cdot 10^7$ Н/м^2
Модуль Юнга	> 5400 кгс/мм^2 (> 5,4$\cdot 10^{10}$ Н/м^2)
Теплофизические константы: Коэффициент термического расширения	(8-15) $\cdot 10^{-6}$ 1/^{0}С
Коэффициент теплопроводности	Изменения в пределах 0,7-1,6 Вт/мК в интервале температур 20-500 ^{0}С
Газовыделение	Не допустимо

ДОКУМЕНТЫ, РЕГЛАМЕНТИРУЮЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ К КАЧЕСТВУ ОТВЕРЖДЕННЫХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

1. РД 95 10497-93. Качество компаундов, образующихся при цементировании жидких радиоактивных отходов низкого и среднего уровней активности. Технические требования.

2. ГОСТ Р 50927-96. Отходы радиоактивные битумированные. Общие технические требования.

3. ГОСТ Р 50926-96. Отходы высокоактивные отвержденные. Общие технические требования.

РЕКОМЕНДАЦИИ ПО УСТАНОВЛЕНИЮ КРИТЕРИЕВ ПРИЕМЛЕМОСТИ (РБ-023-02)

НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ:

- Руководство по безопасности содержит способы и методы выполнения требований к обеспечению качества при обращении с РАО, установленных в НП-019-2000 и в НП-020-2000;
- Если ЭО использует иные способы и методы, чем те, которые указаны в настоящем руководстве, то она должна представить обоснования правильности выбранных способов и методов выполнения требований ФНП.

КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ КОНДИЦИОНИРОВАННЫХ РАО:

- приведены основные характеристики РАО и рекомендуемая сфера применимости для установления критериев приемлемости кондиционированных РАО для их хранения;
- дана рекомендуемая сфера применимости для установления критериев приемлемости кондиционированных РАО для их захоронения;
- для контроля качества кондиционированных РАО приведены рекомендуемые методы контроля РАО;
- приведен перечень рекомендуемых стандартизированных методик для контроля качества формы (упаковки) РАО.

Критерий приемлемости кондиционированных РАО

1. Суммарная активность упаковки РАО, удельная активность РАО и радионуклидный состав
2. Мощность эквивалентной дозы
3. Поверхностное загрязнение
4. Структурная стабильность формы РАО
5. Водоустойчивость формы отвержденных РАО
6. Содержание коррозионно-активных веществ
7. Тепловыделение
8. Термическая устойчивость
9. Радиационная стойкость
10. Газообразование
11. Биологическая устойчивость
12. Содержание свободной влаги в упаковке РАО
13. Содержание веществ, образующих комплексные соединения
14. Содержание взрывоопасных и самовозгорающихся веществ
15. Содержание веществ, реагирующих с водой с выделением тепла и образованием горючих газов
16. Содержание ядовитых, химически токсичных веществ, патогенных и инфекционных материалов
17. Содержание ядерных материалов
18. Идентификация упаковки РАО
19. Конфигурация упаковки РАО

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИПОВЕРХНОСТНЫХ ХРАНИЛИЩ РАО (РБ-011-2000) - 1

НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ:

- Руководство содержит рекомендации Госатомнадзора России по методологии проведения оценки безопасности хранилищ РАО;
- Руководство не содержит рекомендаций по проведению оценок надежности конструкций и сооружений хранилищ РАО;
- Руководство распространяется на проектируемые, сооружаемые, эксплуатируемые и выводимые из эксплуатации хранилища РАО.

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ:

- оценка безопасности хранилищ РАО должна быть выполнена для всего периода потенциальной опасности РАО для человека и окружающей среды;
- при захоронении РАО существенная роль в обеспечении безопасности должна быть отведена естественным барьерам безопасности.

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИПОВЕРХНОСТНЫХ ХРАНИЛИЩ РАО (РБ-011-2000) - 2

Этапы оценки безопасности хранилища РАО:

- определение исходных данных;
- определение сценариев эволюции хранилища РАО;
- анализ сценариев облучения человека и определение соответствующих критических групп при различных сценариях эволюции;
- **р**азработка концептуальных моделей хранилища РАО и др.

Перенос радионуклидов из хранилища РАО в окружающую среду

Рекомендации по проведению количественных оценок безопасности хранилища

Примерный перечень событий, явлений и факторов природного и техногенного происхождения и физико-химических процессов, существенно влияющих на безопасность приповерхностных хранилищ РАО (Приложение 1)

Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения (Проект) - 1

НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ:

- регламентирует вопросы безопасности при обращении с РАО и устанавливает цели, принципы и общие требования обеспечения безопасности при обращении с РАО;
- документ распространяется на проектируемые, сооружаемые, эксплуатируемые и выводимые из эксплуатации ОИАЭ.

ЦЕЛИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ:

- обеспечение надежной защиты персонала ОИАЭ при обращении с РАО и населения от недопустимого радиационного воздействия и радиоактивного загрязнения (НРБ-99);
- обеспечение надежной изоляции РАО от окружающей среды, защита настоящего и будущих поколений, биологических ресурсов от радиационного воздействия сверх установленных пределов;
- предотвращение выброса (сброса) РВ при обращении с РАО в окружающую среду в количестве, превышающем допустимые выбросы (сбросы) РВ.

Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения (Проект) - 2

ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

- согласно положениям Объединенной Конвенции.

КЛАССИФИКАЦИЯ РАО:

- отнесение отходов к радиоактивным и классификация их на низко-, средне- и высокоактивные РАО - в соответствии с ОСПОРБ-99 и СПОРО-2002;
- по агрегатному состоянию – ЖРО, ТРО и ГРО;
- при выборе способа переработки, кондиционирования, хранения и захоронения РАО необходимо учитывать их физико-химические свойства, удельную активность и радионуклидный состав.

Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения (Проект) - 3

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ И ЗАХОРОНЕНИИ РАО

- сброс ЖРО в водные объекты, водоносные горизонты, поглощающие ямы, колодцы, скважины, на поверхность земли, а также в системы хозяйственно-фекальной и производственно-ливневой канализации запрещается;
- долговременная безопасность ПЗРО должна обеспечиваться без необходимости восстановления работоспособности защитных барьеров и вне зависимости от проведения радиационного контроля в период после вывода из эксплуатации ПЗРО;
- захоронению подлежат кондиционированные РАО, отвечающие критериям приемлемости РАО для захоронения в ПЗРО (устанавливаются в проекте ПЗРО);
- способ захоронения РАО (приповерхностное захоронение или захоронение в геологических формациях), конструкция хранилища и свойства барьеров определяются в проекте ПЗРО в зависимости от радиационных характеристик РАО;
- свойства ЖРО, захораниваемых в ПГЗ ЖРО, и их радионуклидый состав обосновывается в проекте ПГЗ ЖРО. Захоронение ЖРО в глубокие геологические формации осуществляется в соответствии с действующими нормативными документами.

Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности (Проект) - 1

НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ:

- Настоящий документ устанавливает принципы, критерии и основные требования безопасности при захоронении твердых и (или) отвержденных кондиционированных РАО в приповерхностных ПЗРО, при захоронении твердых и (или) отвержденных кондиционированных РАО в ПЗРО глубокого заложения, а также при глубинном захоронении ЖРО в полигонах глубинного захоронения ЖРО (ПГЗ ЖРО).

ЦЕЛИ, ПРИНЦИПЫ, КРИТЕРИИ И ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ:

- Выбор способа захоронения РАО (приповерхностное захоронение или захоронение в глубоких геологических формациях), конструкции хранилища и свойств барьеров должен осуществляться в проекте ПЗРО в зависимости от радиационных характеристик РАО, определяющих их радиотоксичность и срок потенциальной опасности, а также физико-химических характеристик РАО).

Приложение 1. (справочное). Допустимое содержание радионуклидов в захораниваемых в приповерхностных ПЗРО РАО

Радионуклиды	Активность, Бк/м3
Радионуклиды с периодом полураспада менее 5 лет	Не ограничено
H-3	Не ограничено
Co-60	Не ограничено
Ni-63	$2{,}4.10^{13}$
Ni-63 в активированном металле	$2{,}4.10^{14}$
Sr-90	$2{,}4.10^{14}$
Cs-137	$1{,}7.10^{14}$
C-14	$3{,}0.10^{11}$
C-14 в активированном металле	$3{,}0.10^{12}$
Ni-59 в активированном металле	$8{,}1.10^{12}$
Nb-94 в активированном металле	$7{,}4.10^{9}$
Tc-99	$1{,}1.10^{11}$
I-129	$3{,}0.10^{9}$
Pu-241	$1{,}3.10^{3}$ Бк/г
Cm-242	$7.4.10^{5}$ Бк/г
Трансурановые альфа-излучающие радионуклиды с периодом полураспада больше 5 лет	**$3{,}7.10^{3}$ Бк/г**

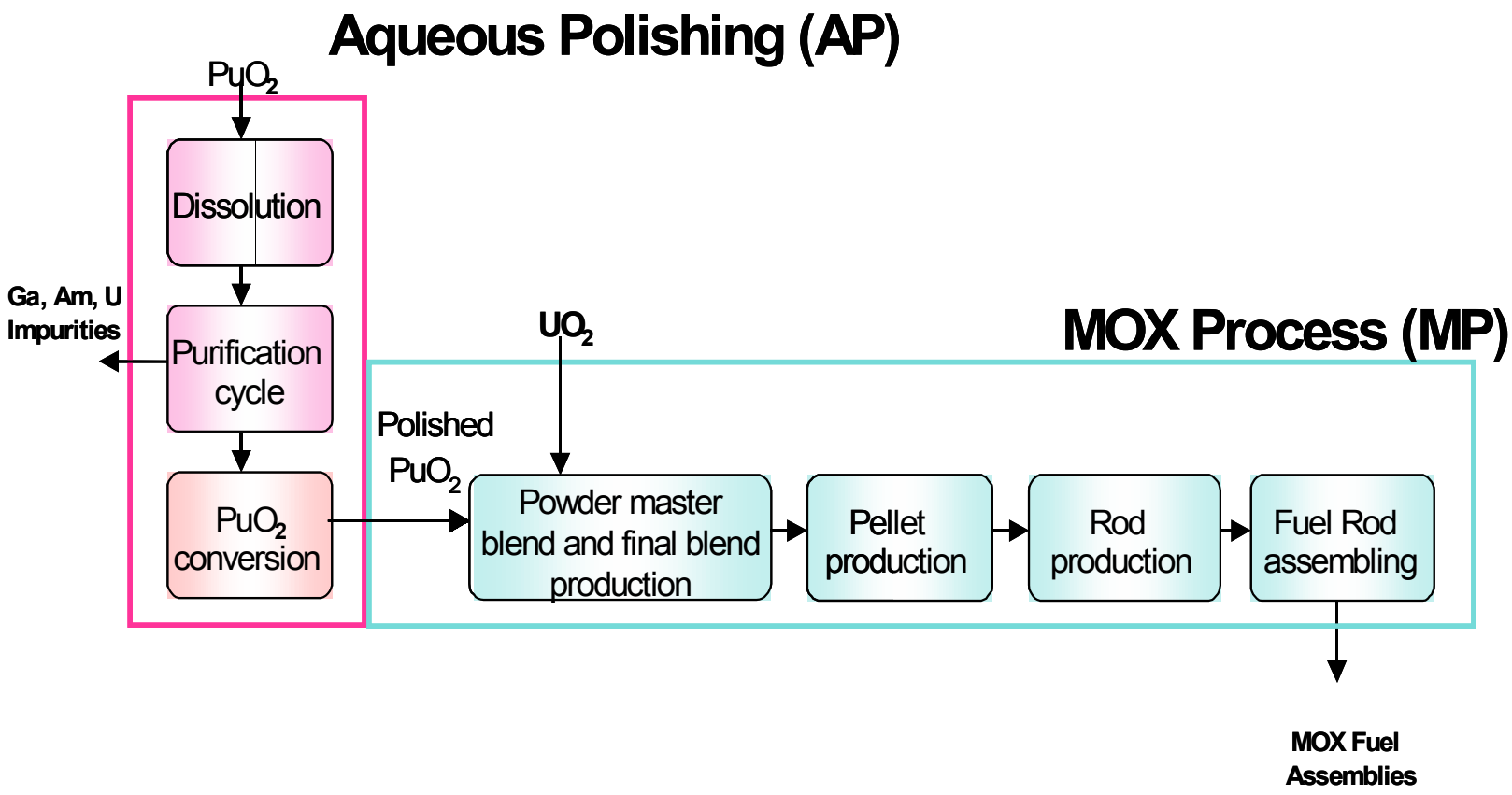
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

TREATMENT & MANAGEMENT OF MFFF WASTES

J. M. Marin, DCS

MFFF Presentation

DUKE COGEMA STONE & WEBSTER



DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

WASTE MANAGEMENT PRINCIPLES

- Waste minimization and pollution prevention are guided by alara
- Liquids are recycled in the process to the maximum extent practical
- Solid waste are collected,drummed and then analyzed to determine the waste category

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

WASTE MINIMIZATION DURING PLANT DESIGN

- Waste management was carefully considered in the early stages of design

- Equipment was designed to be removable and modular

- Replaceable subassemblies are located outside radioactive area

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

WASTE STREAMS

- Wastes are generated by :
  - aqueous process area (mainly liquid)
  - mox process area (mainly solid)
  - laboratory
- Wastes are divided in :
  - low level waste
  - high alpha activity waste or TRU

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

LIQUID WASTE

- LIQUID WASTE

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

Low Level Waste

- DISTILLATE STREAM FROM ACID RECOVERY
- FRACTION OF THE SOLVENT AFTER PURIFICATION
- INTERNAL HVAC CONDENSATE
- RINSING WATER

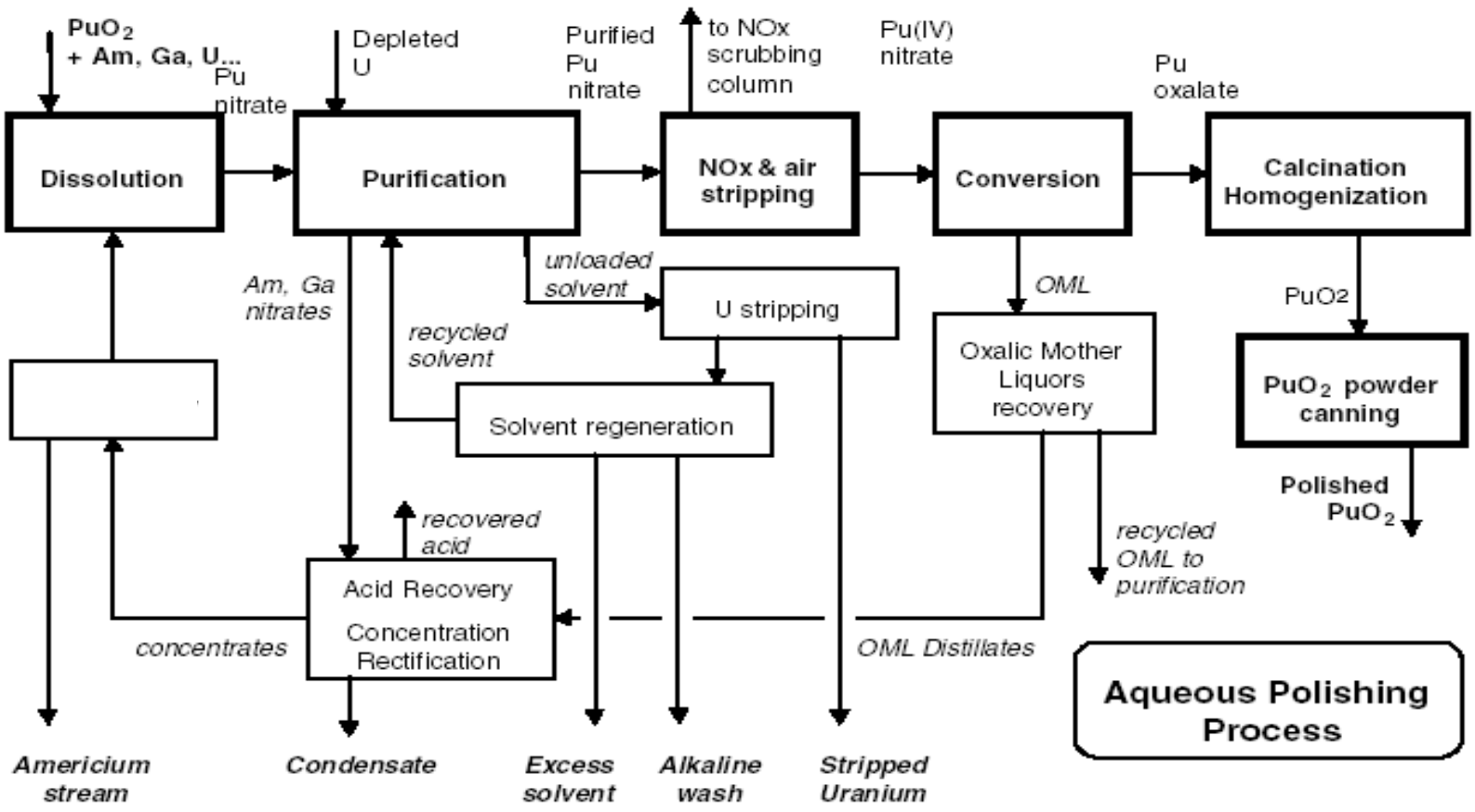
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

High Alpha Activity Waste

- RAFFINATES STREAM
- STRIPPED URANIUM
- ALKALINE STREAM
- EXCESS ACID

DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

GENERATION OF WASTE



DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

LIQUID WASTE MANAGEMENT

- Liquids are collected from the Process area by drains, piping and necessary tanks
- All tanks are located in a central area in the MFFF
- The tanks are monitored (sampled & analyzed) prior to any discharge to the SRS facility for further processing
- The design of the system is consistent with NRC Regulatory Guide 3.10-1973

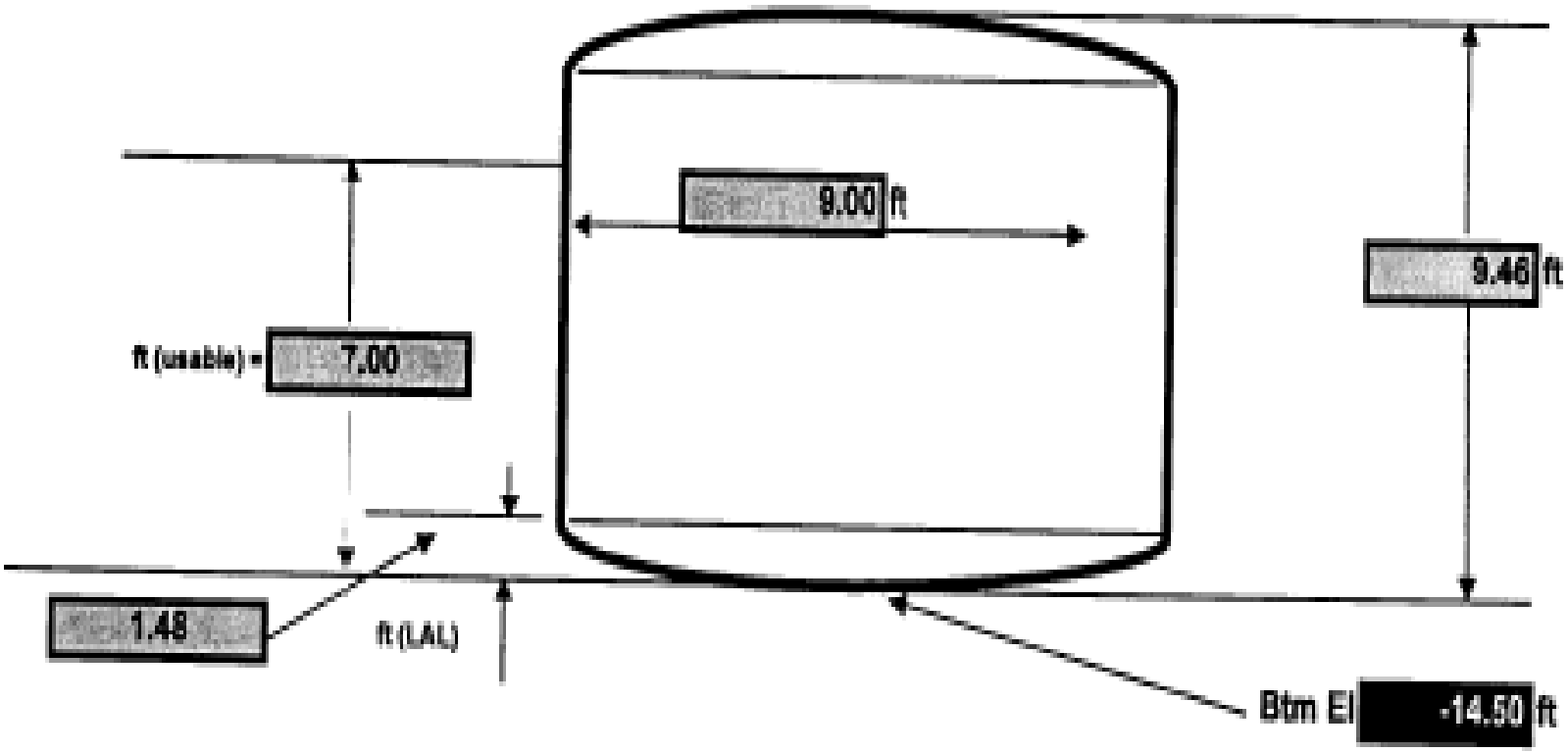
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

LIQUID WASTE MANAGEMENT

- Double-walled pipes are used for transport outside the buildings
- Tanks are located in diked areas (with dip-trays) with sufficient volumes
- Some laboratory tanks have a criticality safe-geometry but the ones interfacing with the site are normal

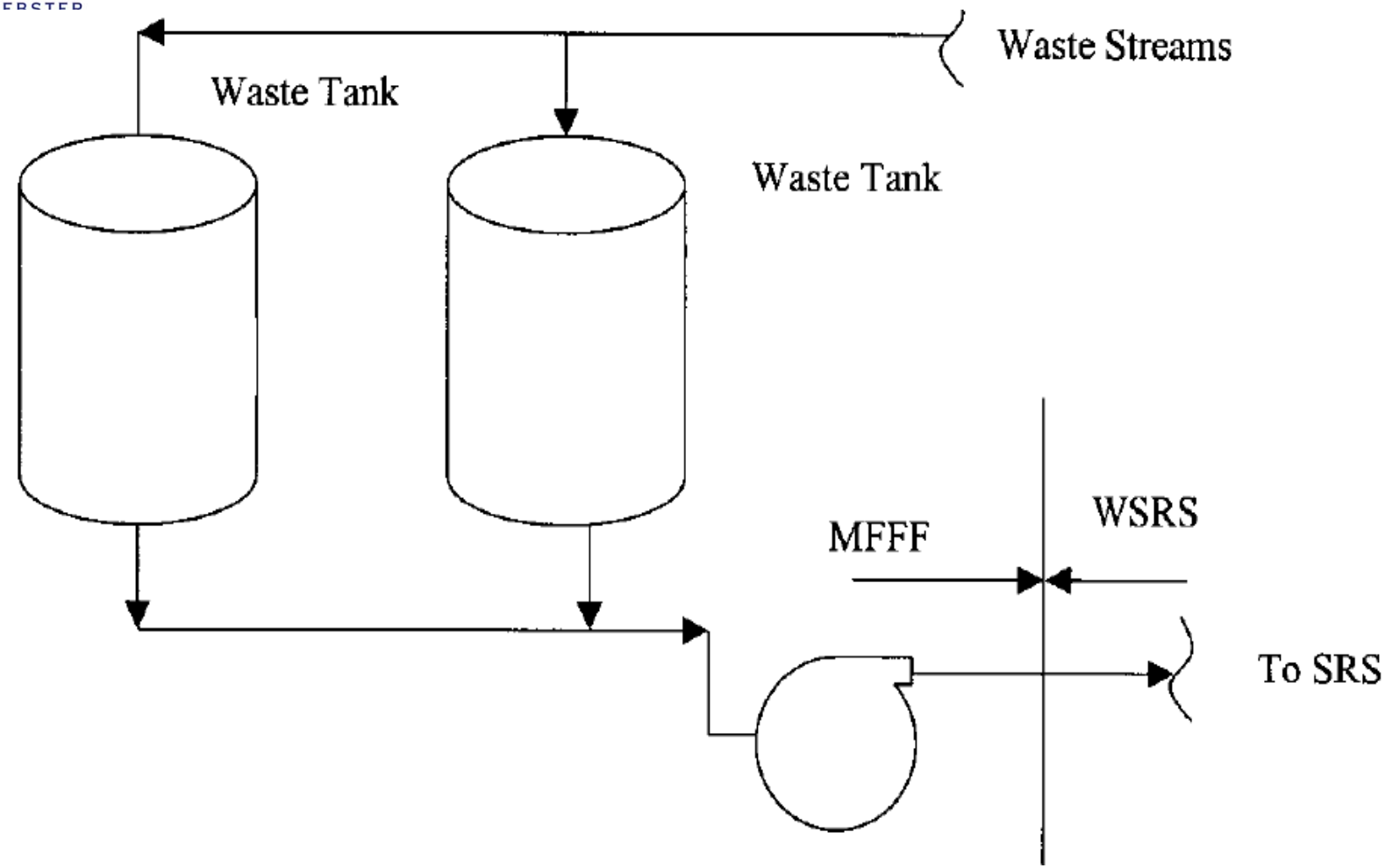
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

STORAGE VESSEL



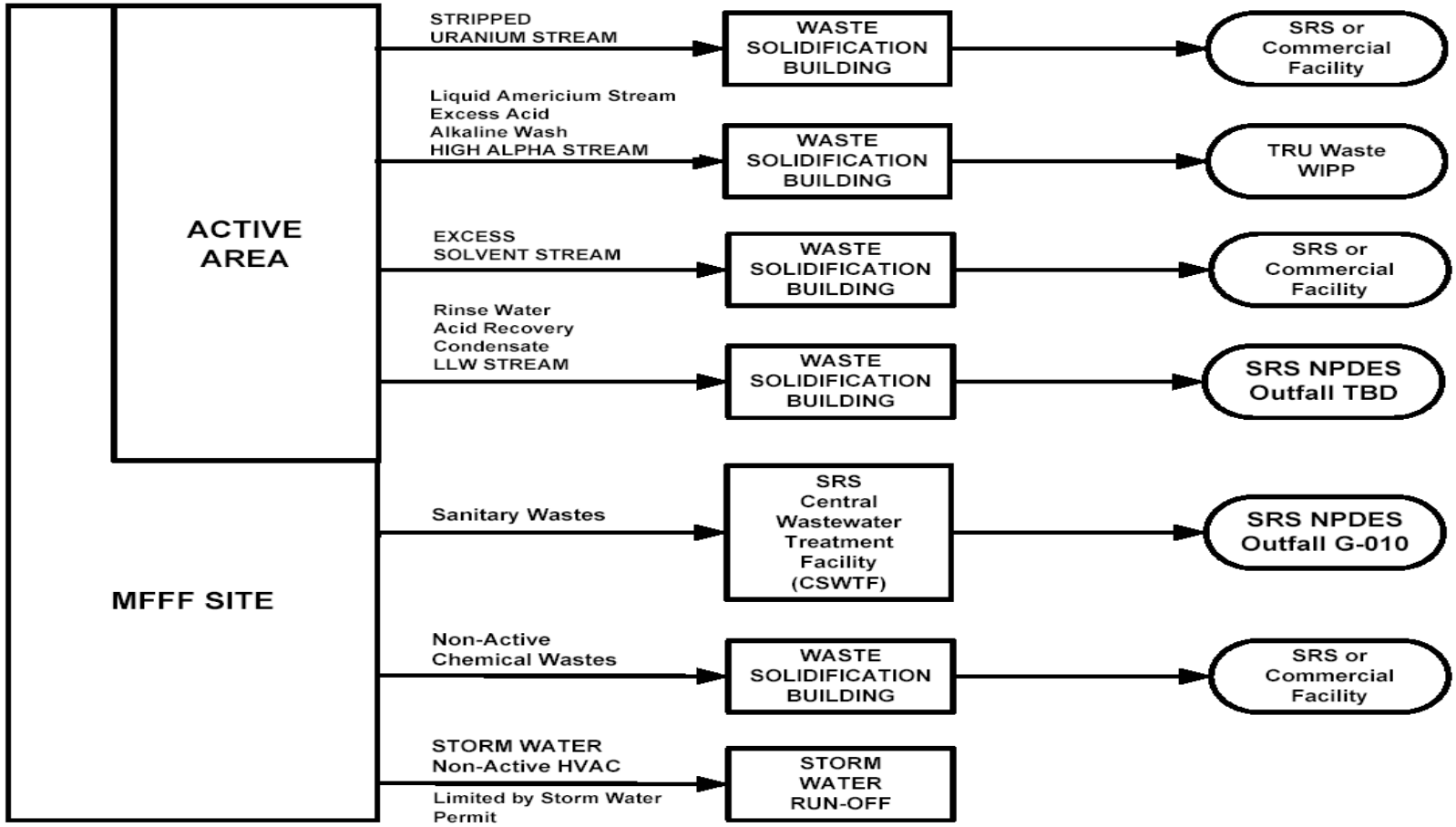
DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

WASTE TANKS



DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

WASTE DISPOSAL



DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

LIQUID WASTE
Americium (KPC concentrates)

- Generated volume 11,270 L [2,978 gal.]
- Am-241 quantity 29.5 kg
- Plutonium trace < 152 g
- [H+] moles 105,860 moles [H+] = 9.4 N
- Uranium quantity < 143 g
- Gallium quantity - Comes from Pu impurities
- Silver quantity 142 kg [313 lb.]
- Zirconium quantity ~ 40 kg [88 lb]
- Aluminum quantity ~ 1 kg
- Trace Metals Pb, Tl & Hg
- Chloride content < 1 µg/L Fully precipitate with Ag

- Fluoride quantity none -Comes from Pu impurities
- Total nitrates salts quantity < 250 kg [551 lb.]
- Organics (TBP) content < 300mg/l

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

ALKALINE & EXCESS ACID STREAMS

- ALKALINE Generated volume 11,160 L [2,950 gal]
- Uranium traces <13 g
- Pu traces <16g
- Am,Zr,Ag,Ga,Al quantities - 0g
- Sodium content <147 kg [326 lb]
- Carbonates quantities <192 Kg [426 lb]
- Organics (TBP) content < 50 mg/l

- EXCESS ACID Generated volume <7,000 L [1,849 gal]
- Am traces <30 g/l
- Zr,Ag,Ga,Al quantities - 0 g
- Acidity <95,200 moles [H+]= 13.6 N
- Organics (TBP) content < 300 mg/l

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

STIPPED URANIUM STREAM

- Generated volume 166,200 L [43,905 gal] after U barrier
- Uranium concentration (1% U235) < 30 g/l
- Uranium quantities up to 3,061 Kg [6,748 lb]
- Pu traces < 0.1 mg/l
- Am,Zr,Ag,Ga,Al quantities - 0 g
- [H+] moles 23,000 moles [H+]=0.138 N

- Organics (TBP) content < 20 mg/l

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

LOW LEVEL LIQUID WASTE STREAM

- Non Hazardous liquid waste < 35,150,000 L [9,250,000 gal]
- Rinsing water (LLLW) < 600,00 L [158,000 gal]
  - Contamination level < 4 Bq alpha/L
- Distillate (LLW) < 412,000 L [109,000 gal]
  - Contamination level 1.12 10+8 Bq
  - Acidity < 6240 moles [H+]
- Internal HVAC Condensate < 55,115 L [25,000 gal]
- Excess solvent < 10,560 L [2,789 gal]
  - Contamination level 5.10+7 Bq alpha
  - Acidity < 74 moles [H+]

DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

Laboratory Wastes

Laboratory liquid waste processing unit

The laboratory generates 3 main liquid wastes types:

- Pu containing liquid wastes
- Organic wastes
- Glove boxes rinsing liquid wastes

Each effluent type is treated separately. Liquid wastes are emptied via specific departures in analytical units (laboratory area) to LGF tanks located in the AP area, for further sending to the following units:

- Pu containing liquid wastes to the dissolution unit KDB for Pu recycling after a double filtration step
- organic wastes to the solvent waste reception unit KWS
- glove boxes rinsing wastes to the low level waste reception unit KWD

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

SOLID WASTE

- SOLID WASTE

DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

OPERATORS ROLE IN WASTE MANAGEMENT

- Operators control and minimize the volume of consumables entering radioactive areas
- Operators organize the Waste sorting at source, according to type, activity and subsequent treatment option
- Operators define the Facility Zoning and separate the plant in two areas:
  - one with conventional waste
  - One covering areas that generate nuclear waste

DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

OPERATORS ROLE IN WASTE MANAGEMENT

- Waste management:
  - Is continuously optimized across plant operations
  - By implementing appropriate drumming for empty PuO2 cans
  - By densifying organic waste in drums
  - By dismantling first-generation filters before conditioning
  - By changing the technology of filters to Pulsed jet self-cleaning (second generation filters)
  - By using mechanically decloggable pre-filters upstream from the HEPA filters

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

PRIMARY WASTE CHARACTERIZATION

- PRIMARY WASTE PACKAGES are characterized by
  - Generating workstation
  - Type (organic, metal, etc.)
  - Expected radionuclide composition based on a reference spectrum
  - Plutonium mass
  - Drum surface external contamination

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

DESCRIPTION OF Pu BEARING WASTE

- Wastes from the operations and maintenance of a MOX Fuel Fabrication Facility comprises:
  - Organic wastes
  - Empty PuO2 cans and stainless steel metal waste
  - Filters, composed of metal frames, sintered media or glass fiber media
  - Miscellaneous waste (various tools)

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

WASTE PACKAGING

- Waste are placed in 55 gallons drums
- Waste coming from Glove boxes are placed in sealed plastic bag when exiting the GB.
- The sealed plastic bag in then placed in another then in a third plastic bag prior to drum insertion.

- The drums will be counted a first time for a pre-sorting then a second time to be divided between TRU wastes and LLW categories as appropriate.

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

TRU WASTE

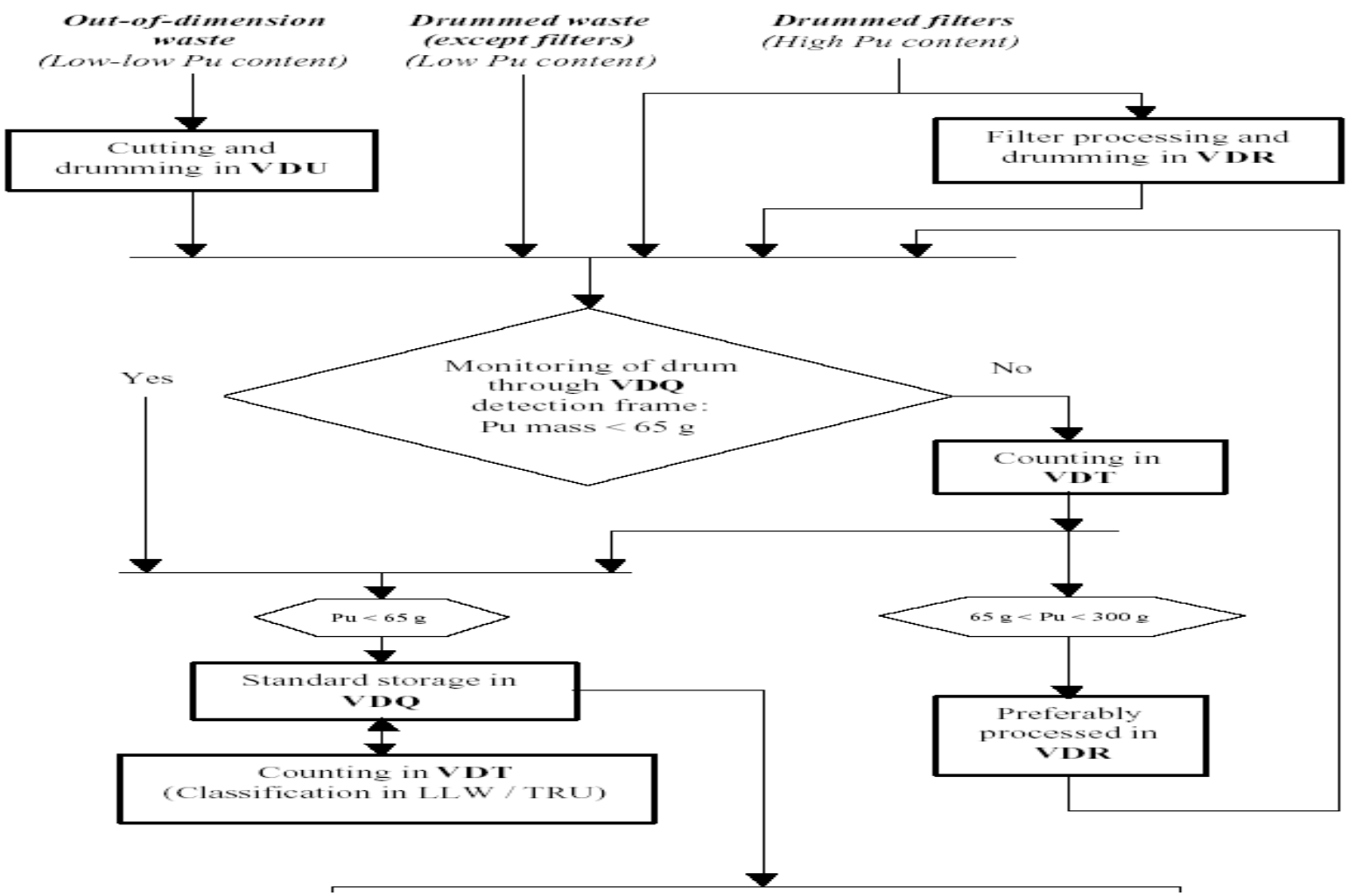
- Definition : TRANSURANIC WASTE

- Limits : > 100 nCi/g of waste equivalent with the US WG Pu isotopic to > 1 mg Pu / Kg

- Destination : WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) in New – Mexico
- WIPP limits : 80 Ci/ 55 gallons drum equivalent to < 200 g Pu / drum
- External Contamination : < 20 dpm alpha / 100 cm2
- Contact Dose Rate : < 200 mrem / hour

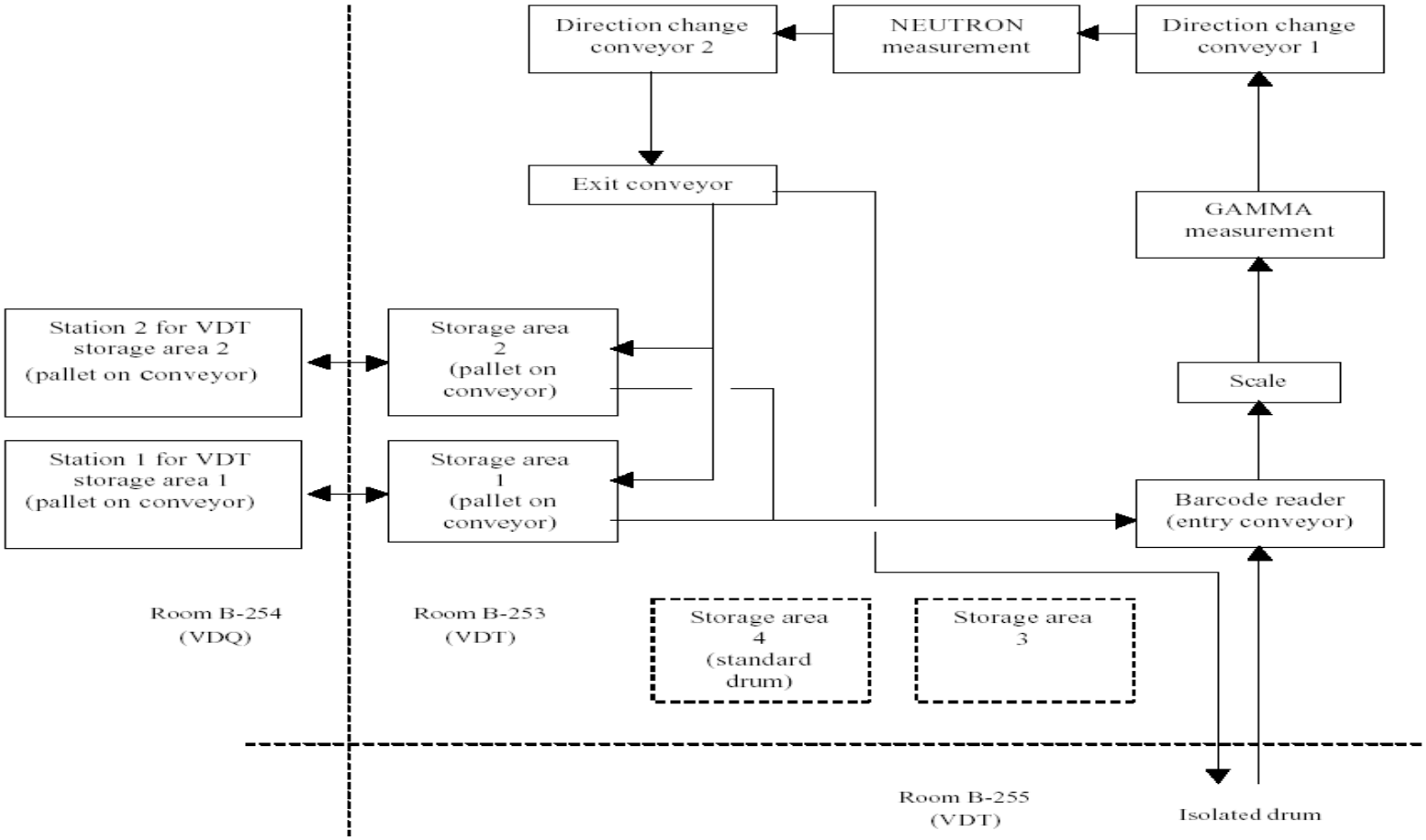
DUKE COGEMA STO

WASTE COLLECTION



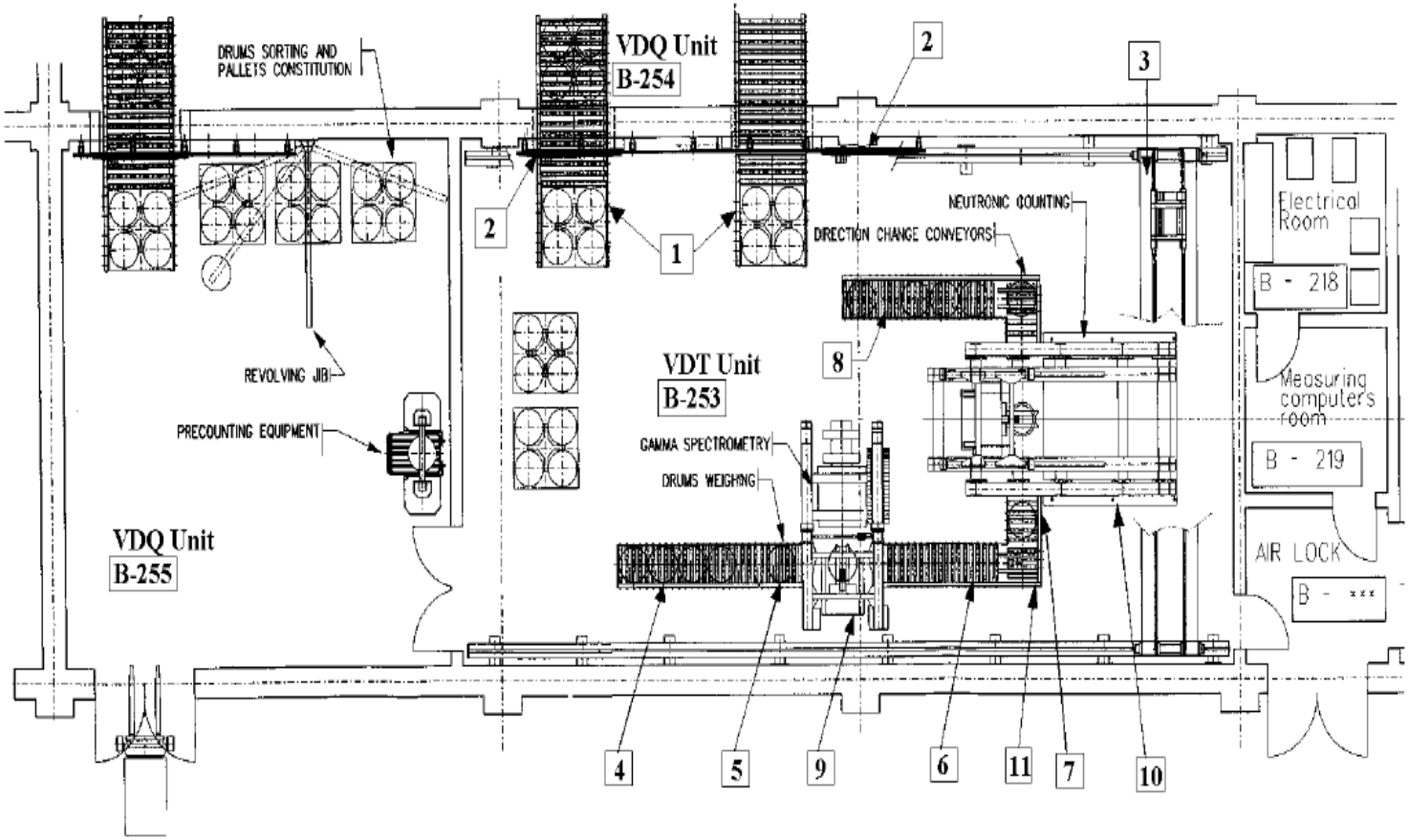
DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

ACTIVITY MEASUREMENT



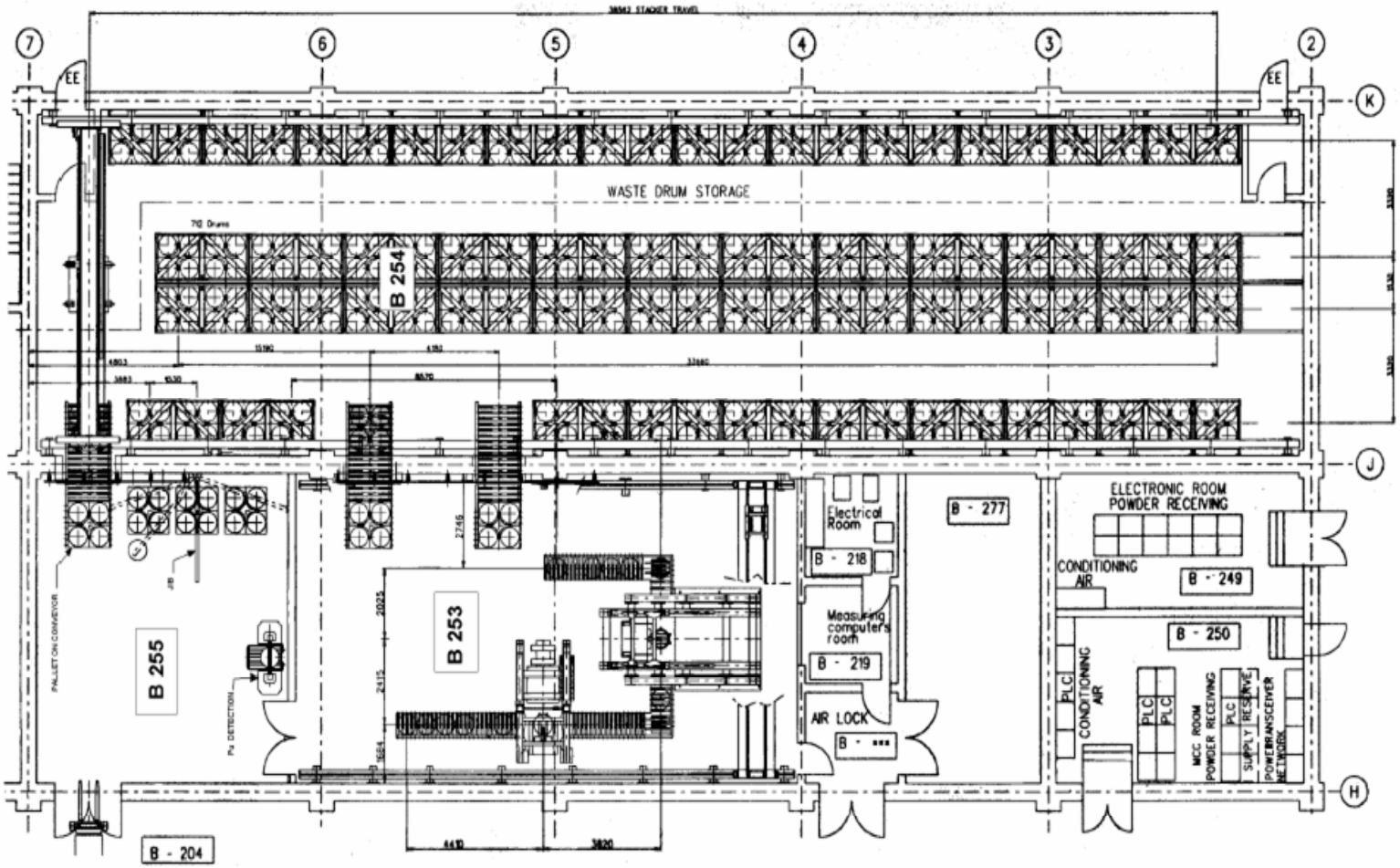
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

MEASUREMENT AREA



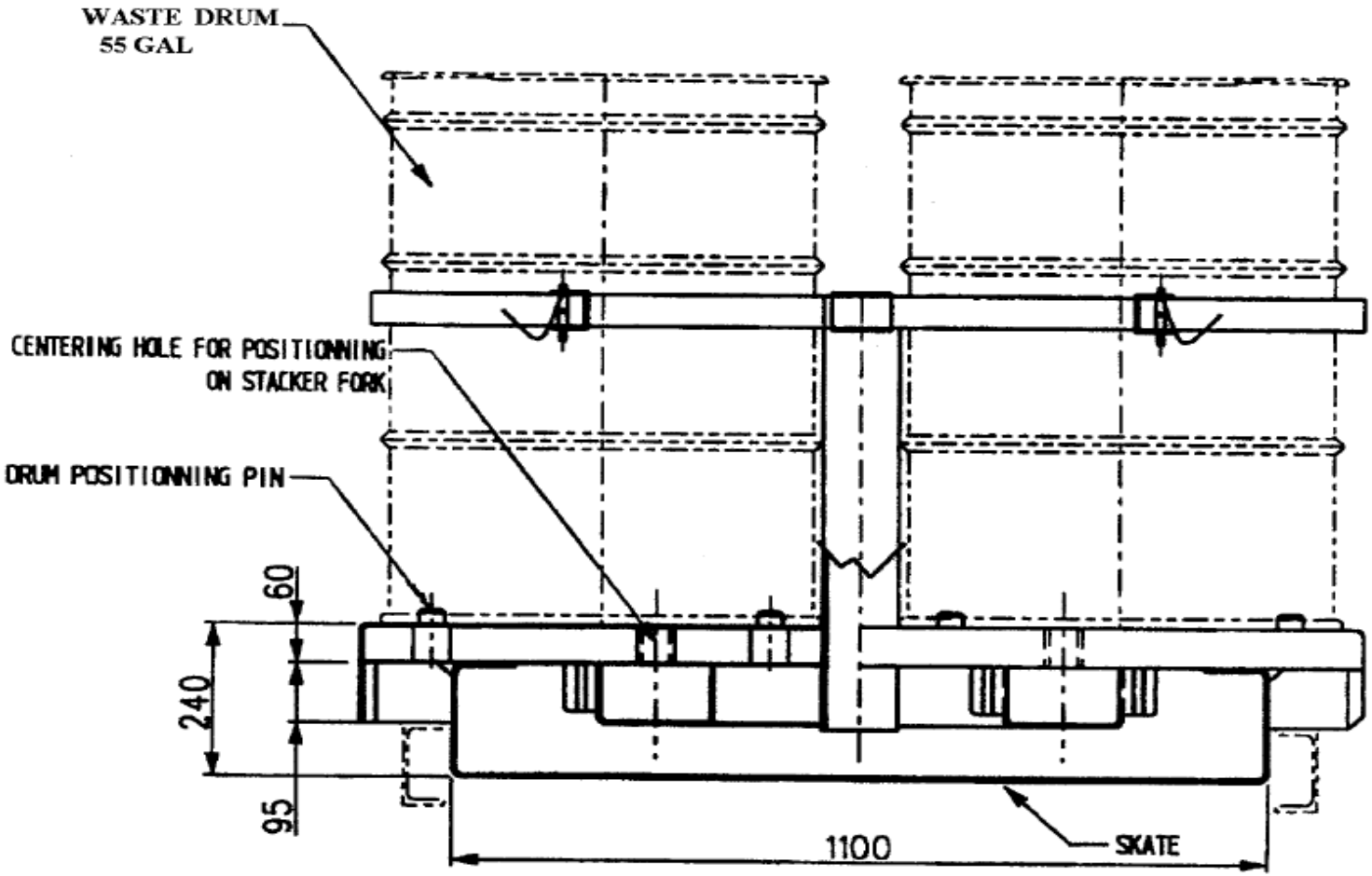
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

WASTE STORAGE



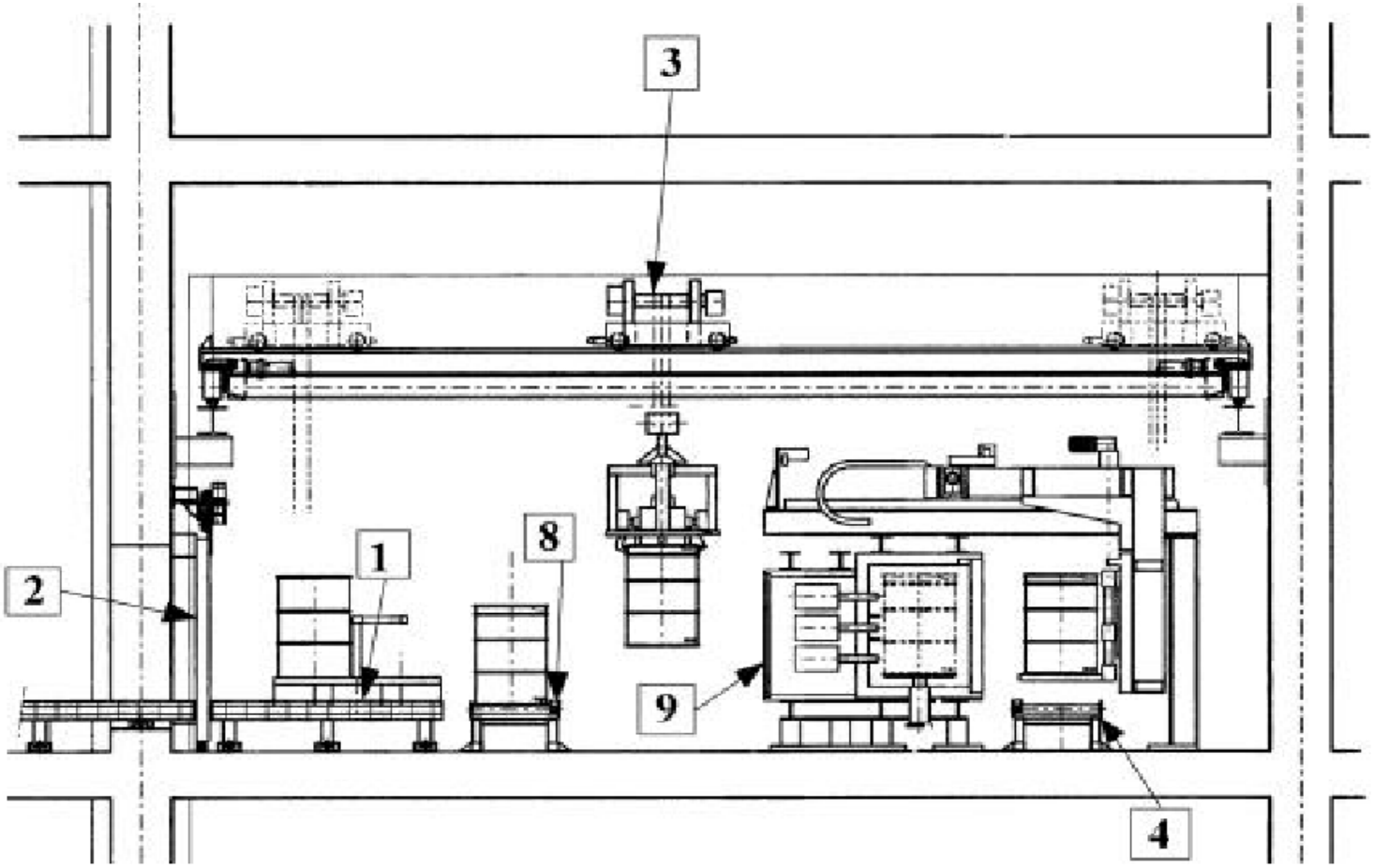
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

DRUMS & PALLET



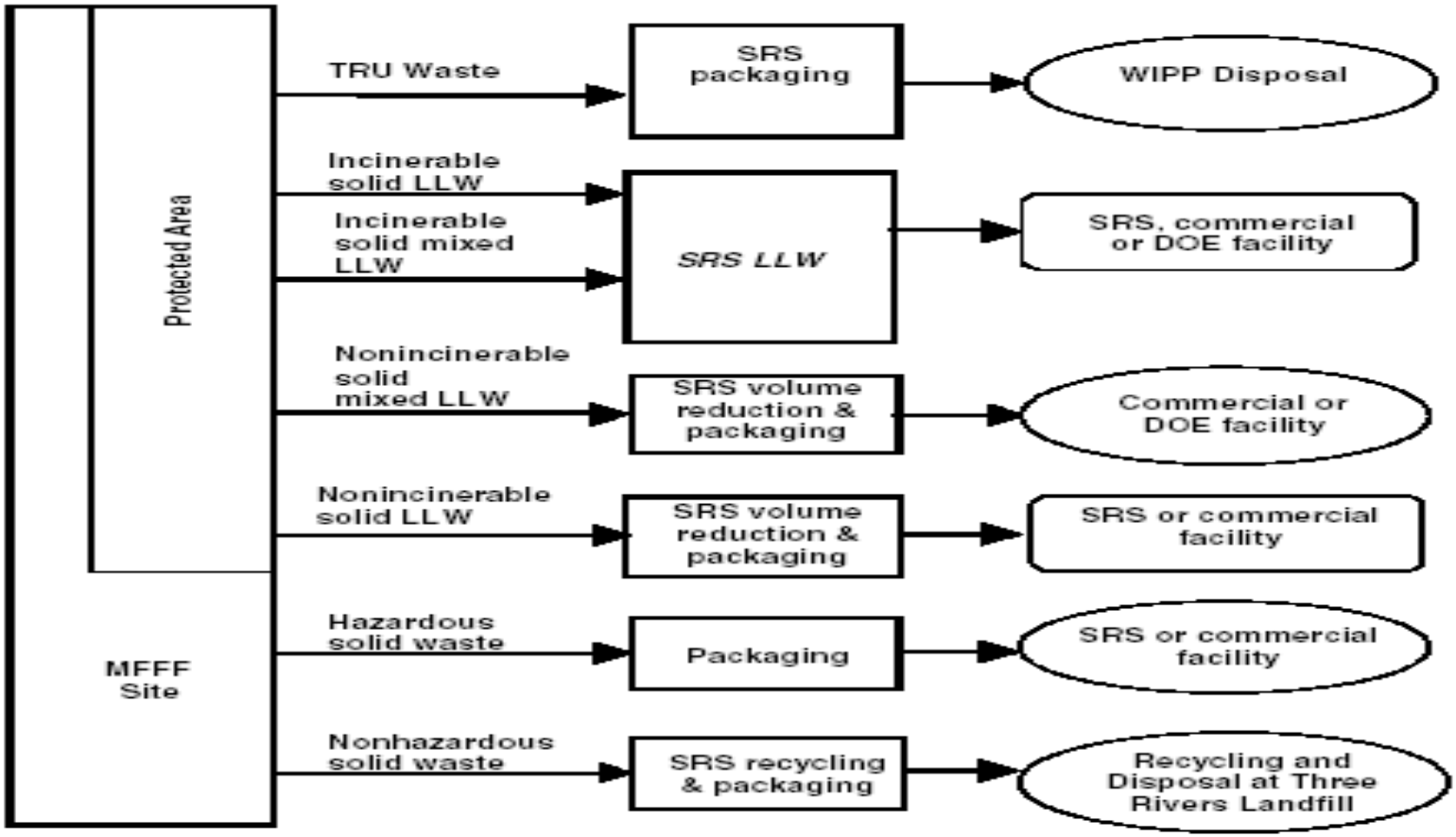
DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

DRUM HANDLING



DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

WASTE DISPOSAL



DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

LLW 1

- Potentially contaminated MP : 980 drums
  AP : 135 drums

* UO2 contaminated	: 35 drums	: uranium
* Zr dwarf & samples	: 11 drums	: < 0.2 mg Pu/Kg
* Outer cans	: 29 drums	: < 0.2 mg Pu/Kg
* Inner cans	: 29 drums	: < 0.2 mg Pu/Kg
* Miscellaneous	: 3 drums	: < 0.2 mg Pu/Kg

DUKE COGEMA
STONE & WEBSTER

LLW 2

- FILTERS FROM BUILDING VENTILATION
  HEPA type 24”x24”x11.5”

- PACKAGED IN Savannah River Site type B25 WASTE BOX

- Number of B25 boxes per year : 51

DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

TRU WASTE 1

●		Nb of Drums		Specific Activity mg Pu/Kg		
TRU WASTE						
Low Contamination TRU Waste (Organics)	GB operations: cleaning	173		<10		
Low Contamination TRU Waste (miscellaneous)	GB operations: cleaning	68		<10		
Organic Waste from Cladding Area	MP Cladding area organic waste	35		<2.8		
Stainless Steel		8		<10		
Molybdenum boats	Sintering	8		600		
Zr cladding	Production control	12		<10		
High Contamination TRU Waste (organics)	GB operations: cleaning, maintenance, glove removal, material inlet-outlet	175		250		
High Contamination TRU Waste (Misc.)	GB operations: cleaning	62		250		

DUKE COGEMA STONE & WEBSTER

TRU WASTE 2

PuO_2 Convenience Cans (non-compacted)	Stainless Steel Convenience Can 206 mm long, 106 mm OD; 27 cans/ 55 gal drum	29		1700
Filters	Dust Catchers	19		600 (dismantled)
Filters	Wire support	8		600
Filters	Filters from Furnaces	52		110
Filters	Instrument pressure tap filters	3		600 (dismantled)
Filters	Filters from Other Glove Boxes	72		10
Non-routine Waste	Specific glove box operations	20		600
Laboratory Waste	Plastic vials	19		600
Laboratory Waste	Glass and crucibles	12		600
Total Operating TRU Waste		**775**		

Министерство Российской Федерации по атомной энергии

Федеральное Государственное Унитарное Предприятие
«Государственный Специализированный Проектный Институт»

СООБЩЕНИЕ

на тему:

«Отходы от российского завода по производству МОКС-топлива (участки производства твэлов и ТВС для реакторов ВВЭР-1000)».

А.В. Дозоров
В.И. Голенцов

Санкт-Петербург, 16-18 февраля 2004 года.

На основании разработанных документов «Функциональные требования к российскому заводу по производству МОКС-топлива» и «Ходатайство (Декларация) о намерениях строительства завода MFFF-R на территории ФГУП СХК»:

1. **Номенклатура изделий и расчетная производительность MFFF-R:**

   ТВС для реакторов ВВЭР-1000 – 55 т по тяжелому металлу в год;

   ТВС для реакторов PWR – 30 т по тяжелому металлу в год.

2. Основные решения по технологии изготовления МОКС-топлива:

Исходным продуктом для изготовления твэлов являются индивидуальные порошки диоксидов U и Pu керамического качества.

Порошки для таблетированного топлива предусматривается изготавливать способом механического смешения. Процесс получения смешанных порошков осуществляется по технологии А-МИМАС фирмы КОЖЕМА.

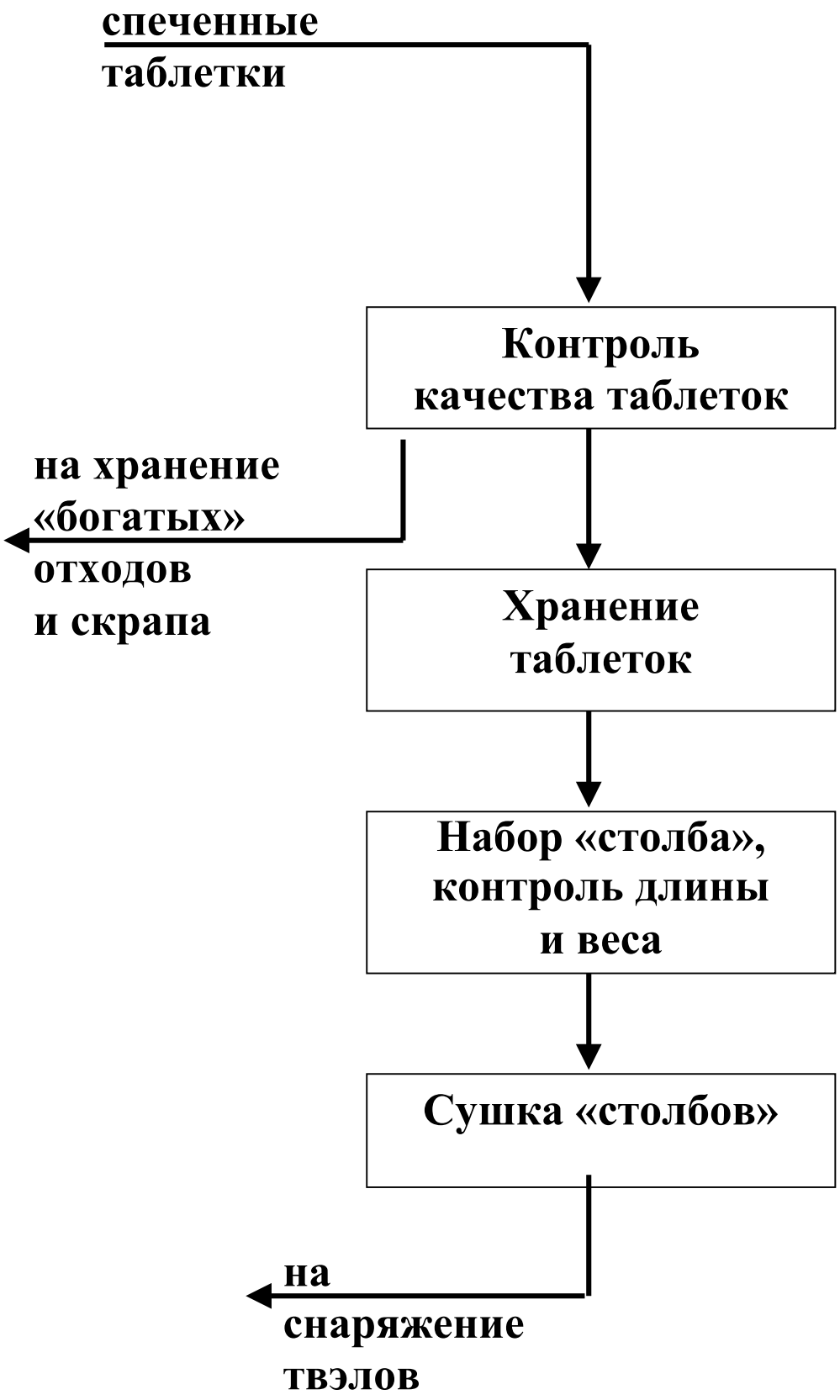
Снаряжение и герметизация твэлов и изготовление ТВС для реакторов ВВЭР-1000 будут осуществляться по российской технологии и на российском оборудовании.

Для определения номенклатуры и количества отходов с участков производства твэлов и ТВС для реакторов ВВЭР-1000 завода MFFF-R принимаются следующие исходные данные:

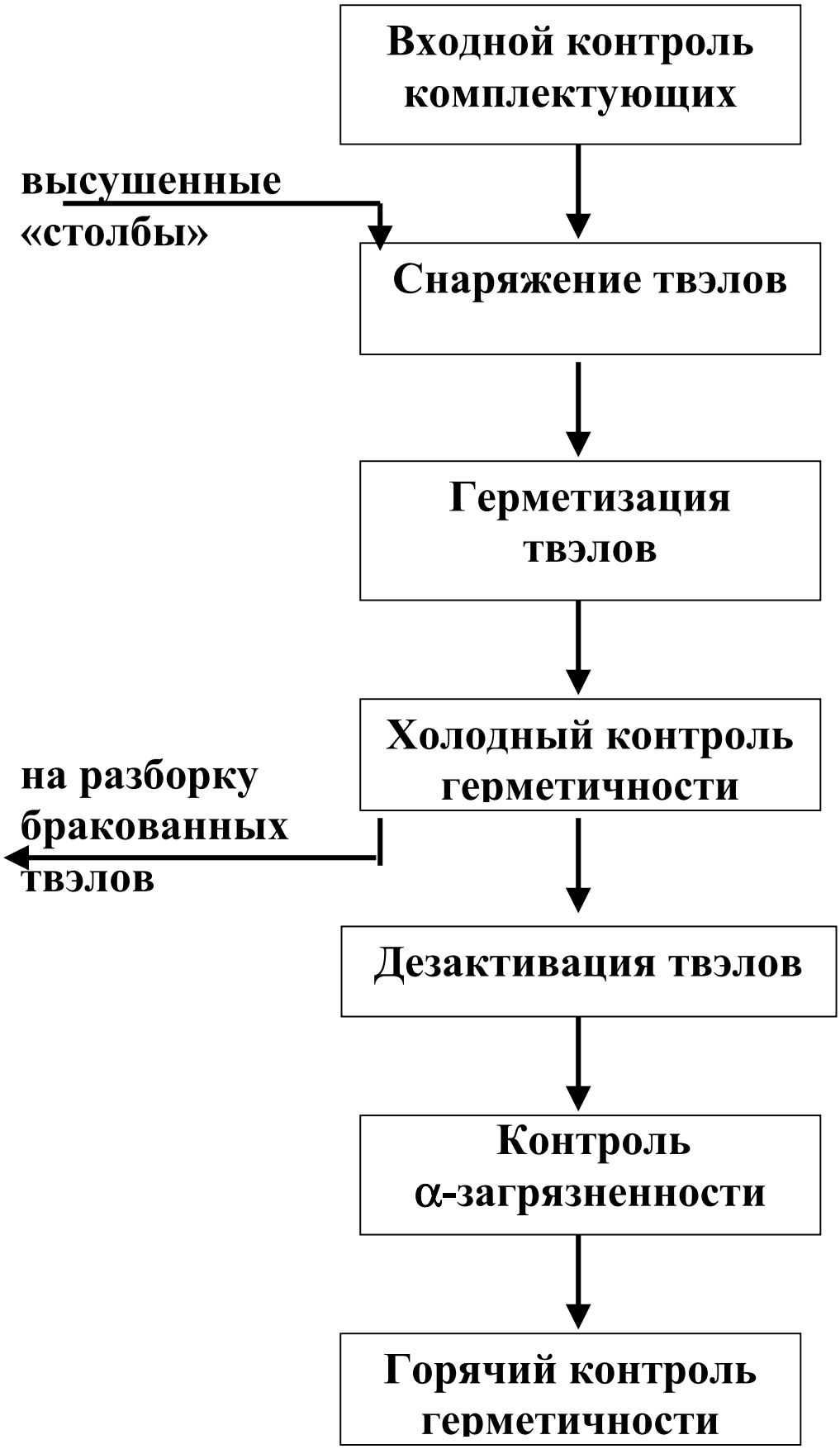
Производительность участков производства твэлов и ТВС для реакторов ВВЭР-1000.

Производи-тельность по Pu	Производи-тельность по твэлам	Производи-тельность по ТВС
2 т/год	42540 шт./год, в том числе 420 шт. на компенсацию технологического брака и приемочного контроля готовой продукции разрушающими методами контроля	135 шт./год

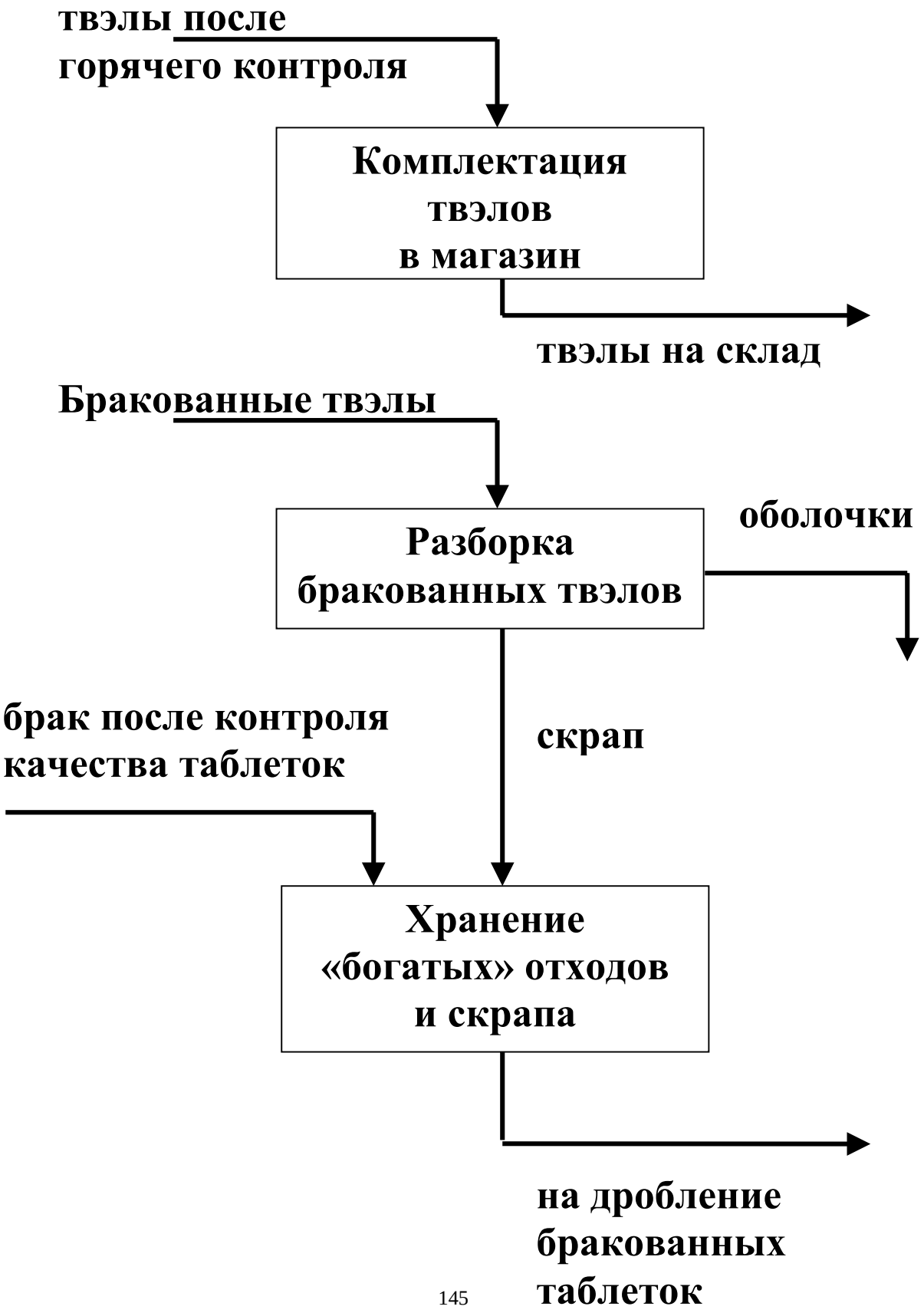
Принципиальная схема изготовления твэлов для ТВС ВВЭР-1000.



Принципиальная схема изготовления твэлов для ТВС ВВЭР-1000 (продолжение).



Принципиальная схема изготовления твэлов для ТВС ВВЭР-1000 (продолжение).



Номенклатура и количество отходов

№ п/п	Номенклатура (вид) отходов	Количество отходов, кг/год	Содержание Pu, г/кг отходов	Удельная активность, кБк/кг (л; м^3)
Отходы производства твэлов				
1	Металлические отходы (технологическая тара)	1300	менее 0,150	более 10^5
2	Полиэтиленовая пленка, резиновые перчатки, обтирочный материал, рукава из ПХВ и полиуретана	600	менее 0,150	более 10^5
3	Фильтры	50	менее 10	более 10^5

№ п/п	Номенклатура (вид) отходов	Количество отходов, кг/год	Содержание Pu, г/кг отходов	Удельная активность, кБк/кг (л; м^3)
	(металлостекловолокно)			
4	Детали оборудования, мелкая оснастка, инструмент	100	менее 0,150	более 10^5
5	Сметки, счистки	5	менее 65	более 10^5
6	Бракованные таблетки	550	менее 65	более 10^5
7	Молибденовые отходы (поддоны)	50	менее 0,02	$1 \div 10^5$
8	Циркониево-ниобиевый сплав (оболочка твэла)	270	менее 0,150	более 10^5
9	Фиксатор (специальная	20	менее 0,150	более 10^5

№ п/п	Номенклатура (вид) отходов	Количество отходов, кг/год	Содержание Pu, г/кг отходов	Удельная активность, кБк/кг (л; $м^3$)
	легированная сталь)			
10	Вольфрам (электроды, нагреватели)	20	менее 0,02	$1 \div 10^5$
11	Фильтры других ступеней газоочистки	1100	менее 0,01	$1 \div 10^5$
12	Вакуумное масло	0,1 $м^3$/год	до 1 мг/л	$1 \div 10^5$
13	Растворы от мойки полов	150 $м^3$/год	менее $1 \cdot 10^{-10}$ Ки/л	менее 10

№ п/п	Номенклатура (вид) отходов	Количество отходов, кг/год	Содержание Pu, г/кг отходов	Удельная активность, кБк/кг (л; $м^3$)
Отходы производства ТВС				
1	Фильтры (металлостекловолокно)	100	менее 0,01	$1 \div 10^5$
2	Полиэтиленовая пленка, резиновые перчатки, обтирочный материал, ПХВ и полиуретан	400	до 0,1	более 10^5
3	Металлические отходы	400	до 150	более 10^5
4	Вакуумное масло	0,1 $м^3$/год	до 1 мг/л	$1 \div 10^5$
5	Растворы от отмывки ТВС	10 $м^3$ в год	менее 1×10^{-10} Ки/л	менее 10

№ п/п	Номенклатура (вид) отходов	Количество отходов, кг/год	Содержание Pu, г/кг отходов	Удельная активность, кБк/кг (л; $м^3$)
6	Растворы от мойки полов	30 $м^3$ в год	менее 1×10^{-10} Ки/л	менее 10

Russian Federation Atomic Energy Ministry

The Federal State Unitary Enterprise
«State Specialized Design Institute»

REPORT

on the theme:

«Waste from the Russian MOX fuel fabrication facility (Bays of manufacture of fuel rods and FA for VVER-1000 reactors)».

A. Dosorov
V. Golentsov

Sankt-Peterburgh, 16-18 of February, 2004.

On the basis of developed documents «Functional requirements for the Russian MOX Fuel Fabrication Facility» and «Declaration of intents for MFFF-R construction at SCC site»:

1. **Range of products and MFFF-R rated output:**

   FA for VVER-1000 reactors – 55 t of heavy metal a year;

   FA for PWR – 30 t of heavy metal a year.

2. The main approaches on MOX fuel manufacturing process:

Individual powders of U and Pu dioxides of ceramic quality are initial product for fuel rods fabrication.

Powders for pelletizing fuel should be manufactured by mechanical blending method. The process of blended powders production is carried out according to COGEMA A-MIMAS technology.

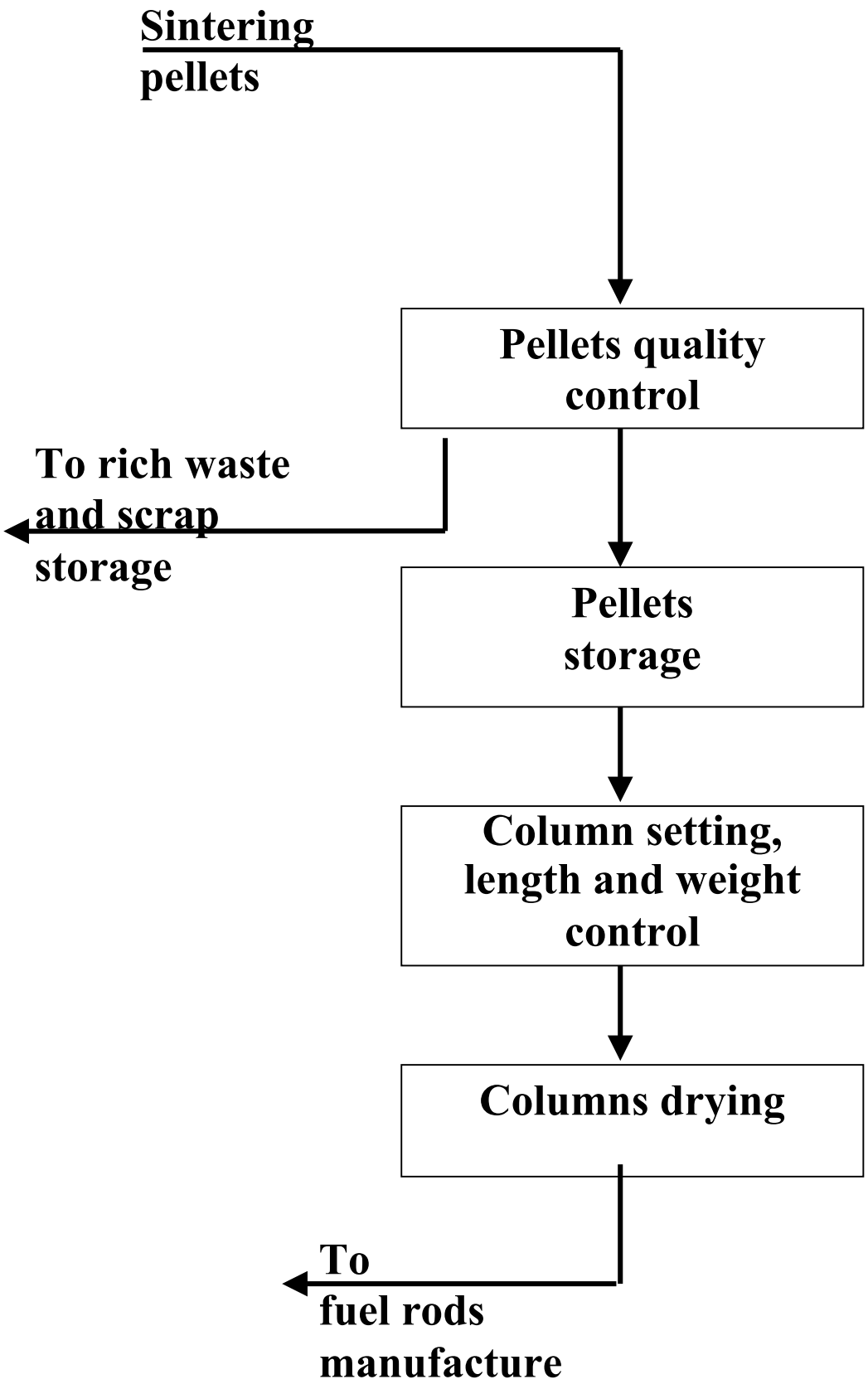
Fuel rods manufacture and leak-tightness and FA fabrication for VVER-1000 will be carried out according to Russian technology and at Russian equipment.

The following initial data are taken into consideration for definition of range of product and waste quantity from bays of fuel rods and FA for VVER-1000 manufacture:

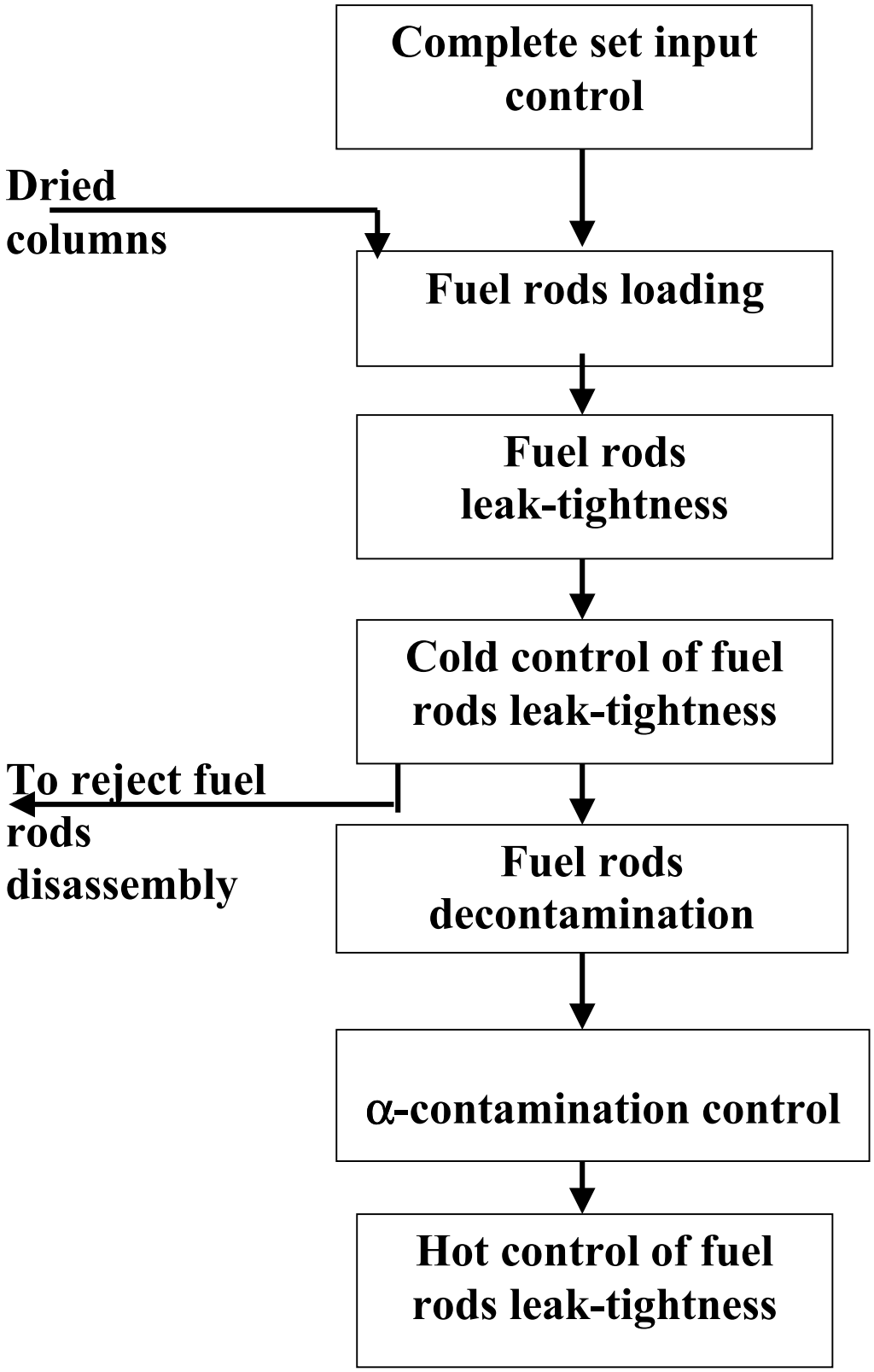
Output of fuel rods and FA for VVER-1000 manufacture

Output on Pu	Output on Fuel rods	Output on FA
2 t/year	42540 pieces/year, including 420 pieces for compensation of technological reject and receipt control of finished product by destruction methods of control	135 pc./year

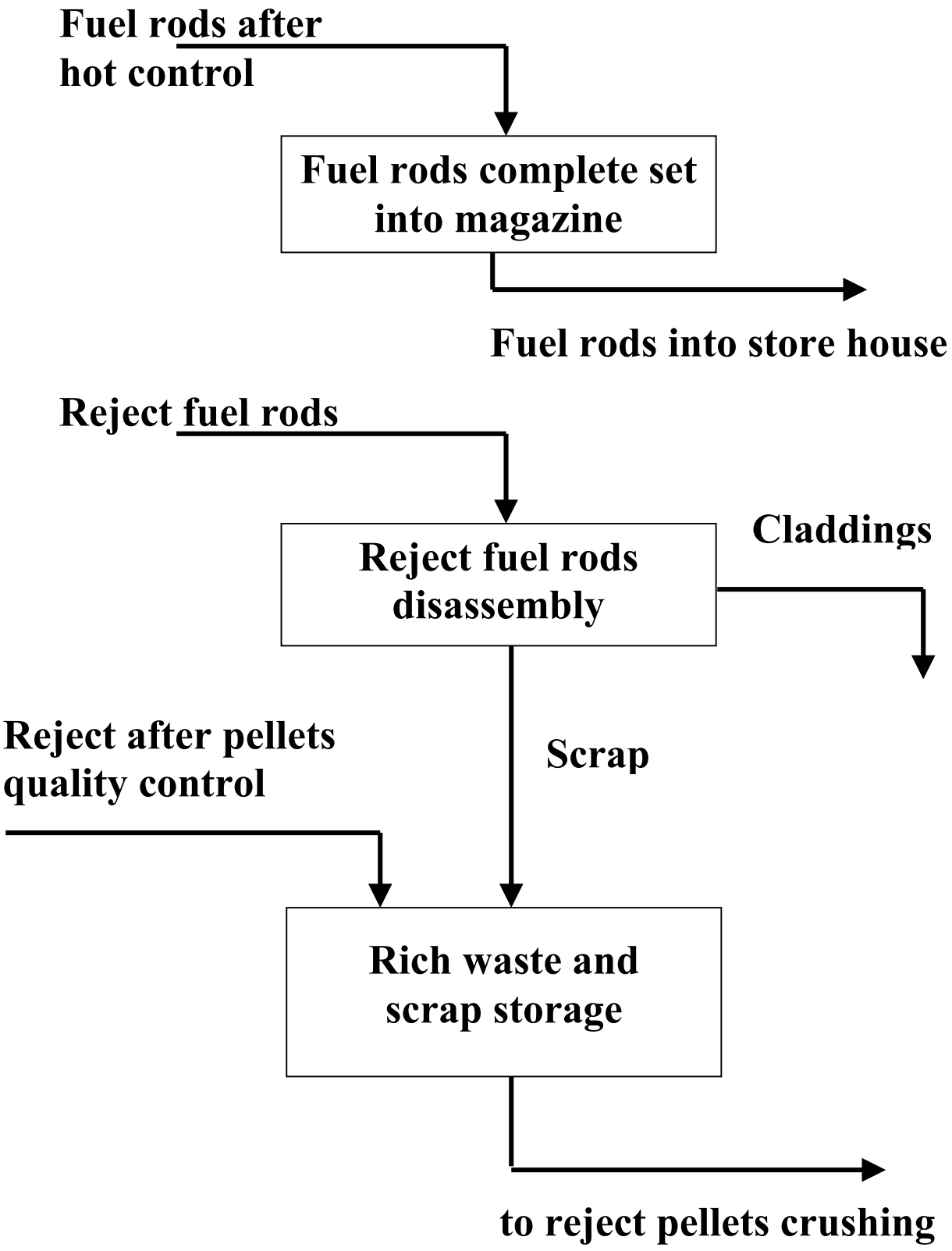
Principal scheme of fuel rods fabrication for VVER-1000 FA.



Principal scheme of fuel rods fabrication for VVER-1000 FA (to be continued)



Principal scheme of fuel rods fabrication for VVER-1000 FA (to be continued)



Waste range and quantity

№ p/p	Waste (type) range	Waste quantity, kg/year	Pu content, waste, g/kg	Specific activity, кБк/кг (l; m^3)
Waste from fuel rods production				
1	Metal waste	1300	Less, than 0,15	More, than10^5
2	Polyethylene film, rubber gloves, cleaning material, PVC and polyurethane sleeves	600	Less than 0,15	More, than 10^5

№ p/p	Waste (type) range	Waste quantity, kg/year	Pu content, waste, g/kg	Specific activity, кБк/кг (l; m^3)
3	Filters (metal glass fibre)	50	Less than 1	More, than 10^5
4	Parts of equipment, small tooling, instrument	100	Less, than 0,15	More, than10^5
5	Clearings (peelings)	5	Less, than 65	More, than 10^5
6	Reject pellets	550	Less, than 65	More, than 10^5

№ p/p	Waste (type) range	Waste quantity, kg/year	Pu content, waste, g/kg	Specific activity, кБк/кг (l; m^3)
7	Molybdenum waste (pallets)	50	Less, than 0,02	$1 \div 10^5$
8	Zirconium - niobium alloy(fuel rod cladding)	270	Less, than 0,15	More, than10^5
9	Fixator (special alloyed steel)	20	Less, than 0,15	More, than10^5
10	Tungsten (electrodes, heaters)	20	Less, than 0,02	$1 \div 10^5$
11	Filters of other gas cleaning stage	1100	Less, than 0, 01	$1 \div 10^5$

№ p/p	Waste (type) range	Waste quantity, kg/year	Pu content, waste, g/kg	Specific activity, кБк/кг (l; m^3)
12	Vacuum oil	0,1 m^3/year	Up to 1 мг/л	$1 \div 10^5$
13	Solutions from floor washing	150 m^3/ year	Less, than 1×10^{-10} Ci/l	Less, than 10

№ p/p	Waste (type) range	Waste quantity, kg/year	Pu content, waste, g/kg	Specific activity, кБк/кг (l; m^3)
Waste from FA fabrication				
1	Filters (metal glass fibre)	100	Less, than 0,01	$1 \div 10^5$
2	Polyethylene film, rubber gloves, cleaning material, PVC and polyurethane sleeves	400	Up to 0,1	More, than10^5
3	Metal waste	400	Up to150	More, than 10^5

№ p/p	Waste (type) range	Waste quantity, kg/year	Pu content, waste, g/kg	Specific activity, кБк/кг (l; m^3)
4	Vacuum oil	0,1 m^3/year	Up to 1 мг/л	$1 \div 10^5$
5	Solutions from FA washing	10 m^3/year	Less, than 1×10^{-10} Ci/l	Less, than10
6	Solutions from floor washing	30 m^3/year	Less, than 1×10^{-10} Ci/l	Less, than 10

The Status of the US TEF Input Data for the R-MFFF: Solid and Liquid Wastes

L. J. Jardine, LLNL

Lawrence Livermore National Laboratory is working with Duke Cogema Stone & Webster (DCS) and the U.S. Department of Energy (DOE) to define a set of solid and liquid waste stream data for the US Mixed Oxide Fuel Facility (MFFF). These waste stream data have been put into tables and will be submitted to TVEL for use in the new waste Technical and Economic Feasibility (TEF) contract B534513, after it has been signed by TVEL.

The data are ready. The data will have to be revised by the Russian team during the TEF work for the Russian Mixed Oxide Fuel Facility (R-MFFF) but will be very useful and critical inputs to the TEF. The presentation by J. M. Marin, DCS, in this publication summarizes these data.

16-18 февраля 2004 года
г. Санкт-Петербург.
Государственный Центр Образования
Семинар по обсуждению контрактов
с Ливерморской Национальной Лабораторией
по программе обращения с плутонием и
плутонийсодержащими отходами

ИММОБИЛИЗАЦИЯ ПЛУТОНИЙСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ
ГХК в Красноярске –26

Обзорное сообщение о результатах выполненных работ по иммобилизации плутонийсодержащих отходов Красноярска-26 в рамках договоров с ЛЛНЛ

Контракты B347676, B506210, B506233

К.Г.Кудинов, А.А.Третьяков, Л.Ф.Манакова

Горно-химический комбинат в течение длительного времени производил оружейный плутоний. В результате этой деятельности получено значительное количество пульпообразных радиоактивных отходов, которые в течение всего производственного цикла накапливались в хранилище.

Хранилище ГХК представляет собой комплекс резервуаров наземного и подземного хранения отходов.

На дневной поверхности расположены слабозаглубленные емкости-хранилища. В состав этого хранилища входят емкости вместимостью 8 500 м^3 каждая. Емкости выполнены из нержавеющей и углеродистой стали, имеют вид кольца с внешним диаметром 30 м, высотой 6 м и диаметром пилона 3 м. Они предназначены для хранения щелочных и нейтральных отходов. В емкостях накоплен слой осадка толщиной по 30-40 см.

Подземный комплекс состоит из емкостей-хранилищ вместимостью 3 200 м^3, каждая из которых представляет собой железобетонную конструкцию высотой 30 и диаметром 12 м, облицованную нержавеющей сталью. Эти емкости

используются для осветления растворов среднего уровня активности, декантации осветленной части осадка и хранения пульпы. Высота осадка в емкостях-хранилищах колеблется от 4 до 22 м. Пульпа различна по составу и плотности. Результаты исследований показали, что твердая фаза пульпы в основном представлена гидроксидами металлов, полимеризованными формами кремниевой кислоты, оксидами ниобия и марганца, ферроцианидами никеля и цезия, остатками ионообменных смол. В значительном количестве в твердой фазе содержится уран и плутоний.

ГХК участвует в отраслевой программе по выводу радиохимического производства из эксплуатации. Одна из стадий этой программы включает освобождение емкостей-хранилищ от накопленных пульп.

Начиная с 1996 года, ГХК приступил к подъему накопленных пульповых осадков из резервуаров большой вместимости. С этой целью, в монтажном зале на перекрытии одной из емкостей с высотой слоя пульпы равной, примерно пять метров, был создан стенд извлечения пульпы. Этот стенд служил опытным полигоном для испытания пульпоподъемного оборудования и химических технологий для перевода плотного осадка в подвижное состояние.

В процессе освобождения емкости выяснилось, что состав пульпы по высоте емкости неоднороден. Концентрация твердой фазы в ней колеблется от 60 г/л в верхнем слое до 800 г/л в нижнем слое осадка. Это связано с тем, что первоначально в емкости не было установлено перемешивающее оборудование для усреднения пульпы.

Сочетая инженерные решения и технологические приемы, эту емкость удалось практически полностью освободить от осадка. Придонные отложения составляют ~ 15 $м^3$.

В настоящее время подобный стенд создан на второй емкости. Несмотря на то, что уже имеется определенный опыт по работе с оборудованием и технологическими приемами по пептизации осадка, предстоит работа не одного года, поскольку слой пульпы в этой емкости достигает отметки 22 м от дна.

Поднятая пульпа перерабатывается по принятой на радиохимическом заводе схеме. Практическая работа по переработке пульпы предусматривает цепочку последовательно выполняемых действий: подъем пульпы, подготовку к переработке, переработкау, удалению сбросных растворов по существующей на заводе схеме, накопление нерастворимых остатков пульпы в промежуточных емкостях с последующим цементированием в бочках вместимостью 200 л.

Таков подход ГХК к вопросу обращения с накопленными отходами в виде радиоактивных пульп.

Вторая половина девяностых годов была примечательна межправительственными соглашениями в отношении обращения с делящимися материалами и утилизации плутония, выведенного из военных программ. Под программы подпадал и плутоний, который находился в отходах.

Это послужило поводом к сотрудничеству между ГХК и ЛЛНЛ в проведении исследований с накопленными плутонийсодержащими отходами. С июля 1998 по июль 2001 года был выполнен ряд работ под общим названием "Иммобилизация плутонийсодержащих отходов".

По условия контракта необходимо было изучить возможность включения пульповых отходов, содержащих плутоний, в такую форму, которая не позволила бы повторно извлечь плутоний и в то же время обеспечила безопасность его хранения для среды обитания человека.

В течение трех лет были выполнены работы по трем контрактам – ТЭИ, ДОН и ОБИН .

- ✓ **<u>ТЭИ</u>**

На первой стадии необходимо было выполнить технико-экономические исследования вариантов переработки пульпообразных отходов. Объем этих отходов составлял примерно 6000 $м^3$, количество в нем плутония ориентировочно оценивалось в 600 кг.

В результате выполненной работы было сделано технико-экономическое сравнение двух способов переработки плутонийсодержащих отходов: с извлечением плутония и без его извлечения. Первый способ заключается в

переработке пульповых отходов по принятой на радиохимическом заводе схеме. Что касается второго способа, то он был рекомендован экспертами научных институтов, которые принимали участие в проводимых экспериментах, и предусматривал непосредственное включение пульпы в стеклоподобную матрицу без выделения ценных компонентов - урана и плутония.

В ТЭИ были рассмотрены три варианта иммобилизации плутонийсодержащих пульп:

Вариант 1 - схема переработки пульп, принятая на ГХК.

Вариант 2 - прямое микроволновое отверждение с включением плутонийсодержащих пульп в боросиликатную матрицу.

Вариант 3 прямое микроволновое отверждение с включением плутонийсодержащих пульп в фосфатную матрицу.

Два последних варианта были приняты за варианты сравнения, а первый вариант - за базовый вариант.

Сравнительный анализ затрат, проведенный в рамках ТЭИ показал, что предложенный альтернативный способ прямой иммобилизации плутонийсодержащих пульп экономически выгоднее базового варианта.

Помимо сравнительно анализа способов переработки отходов в ТЭИ был подготовлен долгосрочный план создания двух объектов: установки остекловывания пульп и хранилища отвержденных отходов.

При создании объектов планировалось возводить их на свободных производственных площадях, задействовав часть оборудования действующего производства.

Подобное совмещение позволяло:

- сократить сроки ввода в эксплуатацию за счет уменьшения объема строительства;
- использовать имеющиеся коммуникации;

- не производить затраты на отведение земель, водоотведение;
- уменьшить удельные капитальные вложения.

При создании объектов следовали требованиям действующих нормативных документов, согласно которым порядок выполнения работы был представлен следующей схемой:

1. ДОН.
2. ОБИН.
3. Проектирование.
4. НИОКР.
5. Создание установки и хранилища.
6. Строительно-монтажные работы.
7. Ввод объектов в эксплуатацию.

Была сделана оценка времени и стоимости выполнения этих работ. Предварительный расчет показал, что за пять с половиной лет объект может быть введен в эксплуатацию при условии финансирования в 18 миллионов долларов.

Результаты и условия устроили Заказчика, и работы были продолжены заключением второго контракта.

✓ **<u>ДОН</u>**

На второй стадии работ согласно требованиям нормативных документов ГХК подготовил Декларацию о намерениях (ДОН), которая была подписана и утверждена местными и региональными ветвями власти.

В ДОН рекомендовалось разработать для действующего радиохимического производства в части переработки отходов способ иммобилизации плутонийсодержащих пульп либо в боросиликатную, либо в фосфатную матрицу, использую энергию СВЧ-поля.

✓ **ОБИН**

На этой стадии необходимо было обосновать инвестиции в строительство создаваемых объектов.

Согласно условиям третьего контракта была выполнена технико-экономическая оценка двух вариантов включения отходов в стеклоподобные матрицы.

Разработка ОБИН предусматривала выполнение восьми этапов. Подготовленные материалы содержали:

- технические требования к объектам строительства;
- требования к оборудованию индивидуального изготовления;
- анализ обеспечения пожаро, взрывобезопасных условий, ядерной и радиационной безопасности;
- оценку воздействия на окружающую среду.

По условиям контракта на этой стадии был сделан выбор в пользу только одного варианта переработки плутонийсодержащих отходов. Предпочтение было отдано боросиликатной матрице. В пользу этого варианта говорили экономические показатели. Кроме этого, по результатам экспериментальных проработок был сделан вывод о том, что этот вариант проявил большую технологичность.

ОБИН рекомендовал приостановить проработку варианта с фосфатной матрицей на стадии проектирования.

Непосредственно процесс отверждения плутонийсодержащих пульп проводится на установке СВЧ-нагрева в тигле-капсуле, которая является первичной упаковкой для остеклованной пульпы. Тигель-капсулы упаковываются в пеналы. Одна тигель-капсула в один пенал. Пеналы закрываются крышками и герметично завариваются.

Полный объем тигля-капсулы составляет 100 л.

После проведения контроля внешней поверхности на радиоактивное загрязнение, пеналы передаются на временное контролируемое хранение в

специально оборудованные для этих целей емкости. В каждой емкости устанавливается 164 канала-ячейки для пеналов с отвержденным отходом. Выполненные расчеты показали, что для размещения пеналов объемом 100 л потребуется две емкости.

Установка остекловывания имеет следующие технические показатели:

- мощность	-	550 $м^3$ пульпы в год;
- производительность:		
по флюсованной пульпе	-	около 77 л/час;
по тиглям-капсулам с отвержденными отходами	-	516 шт/год (6800 шт. за весь период).

Материал ОБИН в составе 12 томов был представлен на рассмотрение в местные, краевые и Федеральные надзорные органы. В результате было получено положительное заключение на всех уровнях согласования.

Следует отдельно отметить тот факт, что все три стадии - ТЭИ, ДОН и ОБИН - сопровождались выполнением исследовательских работ. Эксперименты проводились как в лабораториях научных институтов, так и в "горячих" камерах лаборатории ГХК, условия работы в которых позволили получить стеклоподобный материал из производственных продуктов. Получаемые результаты дополняли и уточняли исходные данные, первоначально принятые в базовых документах.

В течение трех лет была выполнена техническая проработка и проведены испытания на реальных продуктах в "горячих" камерах способа непосредственного включения плутонийсодержащих отходов в стеклоподобную матрицу. Оценены затраты трех вариантов переработки отходов; сделан выбор в пользу боросиликатной матрицы.

Участниками ТЭИ, ДОН и ОБИН была группа Российских экспертов из ГХК, ВНИПИЭТ, НПО РИ, ВНИИНМ, НИКИМТ, ВНИПИПТ.

При подготовке ОБИН была выполнена дополнительная работа, результаты которой вошли в ОБИН отдельным разделом. Эта работа касалась вопроса переработки отходов производства МОКС-топлива. В то время, когда выполнялись работы по подготовке ОБИН, промышленная площадка ГХК рассматривалась в качестве варианта для создания производства смешанного уран-плутониевого топлива и ТВС для атомных станций. Отходы, которые образуются в результате этого рода деятельности, также будут содержать плутоний. Поэтому было принято решение оценить возможные варианты переработки этих отходов, совместив эту работу с работой над отходами от радиохимического производства.

По литературным данным была выполнена предварительная оценка потоков предполагаемых отходов, дана их характеристика и изложены основы технологических приемов переработки. В результате было высказано предположение о возможности переработки отходов, содержащих плутоний, на создаваемой установке СВЧ-нагрева.

Была проведена приблизительная оценка стоимости переработки этого вида отходов при условии совмещения с переработкой отходов радиохимического производства. Цифры в пользу совместной переработки отходов были привлекательны. Но поскольку все данные в отношении отходов МОКС-производства имели только оценочный характер была достигнута договоренность о выполнении ТЭИ рассмотренных вариантом.

Этим планам не суждено было сбыться, поскольку программа по плутониевым отходам была приостановлена американской стороной, а финансирование прекращено. Сотрудничество с ЛЛНЛ в этом направлении в части ГХК было завершено выполнением ОБИН.

Что касается ГХК, то работы по освобождению емкостей-хранилищ от накопленных отходов продолжаются, а пульпы перерабатываются по принятой схеме.

Plutonium-Bearing Waste Immobilization Work Survey LLNL Contracts in Krasnoyarsk-26 Contracts B347676, B506210, B506233

K. G. Kudinov, A. A. Tryetyakov, L. F. Manakova, MCC-K26

Over many years' operation, the Mining and Chemical Combine has produced weapon-grade plutonium. This work has resulted in a great amount of sludge-like radioactive waste, which have been stored at the specialized facility during the entire production cycle.

The MCC Storage Facility Complex involves tanks for aboveground and underground storage of waste.

The slightly deepened storage tanks are situated on the day surface. The aboveground storage part comprises of the tanks of 8,500 m^3 in volume. The tanks are torus-shaped constructions of stainless and of carbon steel. Their outer diameter is 30 m, height - 6 m, and the pylon diameter - 3 m. The tanks are intended for storing alkali and neutral waste. The accumulated residue layer is 30-40 cm thick.

The underground storage part comprises of 3,200 m^3-volume tanks, which are ferroconcrete constructions lined with stainless steel and having 30 m in height and 12 m in diameter. These structures are used for clarifying solutions of intermediate level activity, decanting the clarified residue portion, and storing the sludge. Height of the storage facilities residue ranges from 4 up to 22 m. The sludge differs in composition and density. The research results showed that, generally, the solid sludge phase presents metal hydroxides, polymerized silicic acid forms, niobium and manganese oxides, nickel and cesium ferrocyanides, and remainders of ion-exchange resins. Furthermore, there are great amounts of uranium and plutonium in the solid phase.

MCC has taking part in the Federal Industry Program for decommissioning the radiochemical facilities. One of the program step calls for emptying the storage tanks from accumulated sludges.

Since 1996, MCC has started removal of the sludge residues from its large volume tanks. For this purpose, the bed for sludge removal was put into operation being placed on one tank cover at the Assembly Hall. The tank contained 5-m deep sludge. The bed has served as a pilot one for testing the sludge removal equipment and chemical technologies for converting the dense residue into movable state.

When the tank was emptied, it was observed that the sludge composition is not homogeneous in height of the tank. The solid phase concentration ranged from 60 g/l in the upper residue layer up to 800 g/l in the lower one. This was due to later installation of the mixer equipment for sludge homogenization in the tank.

By combining and applying our engineering solutions and process techniques, we succeeded in removal of almost all residue out of this tank. Now the bottom residues occupy approx. 15 m^3.

At present, the similar bed is installed on the second tank. With the existing experience in using the equipment and with the techniques for residue peptization, there will be the work for more than one year, as the sludge layer totals 22 m from the bottom up.

The removed sludge is then treated in accordance with the Radiochemical Facility procedures. The treatment operations is a chain of successive steps, which are: sludge removal, its preparation for treatment, disposal of the waste solutions in accordance with the routine procedures, accumulation of the insoluble sludge remainders in intermediate tanks with successive cementing in drums of 200 l in volume.

This is the MCC's approach to management of the accumulated waste in a form of radioactive sludges.

The second half of the ninetieths was noteworthy for intergovernmental agreements in management of fissile materials and treatment of plutonium, that has been withdrawn from military programs. Plutonium contained in waste has been also addressed by the programs.

This gave rise to cooperation between MCC and LLNL in conducting researches on the MCC's accumulated plutonium-bearing waste. Since July 1998 to July 2001 a number of activities entitled "Plutonium-bearing Waste Immobilization" was performed.

The contract terms and conditions called for study of inclusion (i.e. immobilization) of plutonium-bearing sludge-like waste in such a form, which on the one hand, would not allow removal of plutonium repeatedly, and on the other hand, would provide safety of waste storage for environment.

In three years we conducted the work on three relevant contracts – Feasibility Study, Declaration of Intent (DOI), and Justification of Investments (JOI).

Feasibility Study

The first stage required to perform technical and economical studies of sludge-like waste treatment options. The waste volume was amounted to about 6,000 m^3, while plutonium share therein was tentatively assessed as 600 kg.

The technical and economical comparison done was for two treatment approaches: with plutonium removal and without its removal. The first one considered treatment of sludge-like waste in accordance with procedures, which are routine at the radiochemical facility. As was recommended by experts from the scientific institutions taking part in conducted experiments, the second approach called for direct immobilization of the sludge into a glass matrix without removal of valuable components, uranium and plutonium.

The Feasibility Study considered three plutonium sludge immobilization techniques as follows:

- Option 1 – treatment procedures existing at MCC.
- Option 2 – direct microwave solidification and immobilization of plutonium-bearing sludge into the borosilicate matrix.
- Option 3 – direct microwave solidification and immobilization of plutonium-bearing sludges into the phosphate matrix.

The last two options were considered as comparable, and the first option – as a base one.

The comparative cost analysis, which was conducted during the Feasibility Study, showed that the suggested alternative approach to direct immobilization of plutonium-bearing sludges is profitable than the base one.

In addition to the comparative analysis of the waste treatment options, the long-term plan was prepared in Feasibility Study for creation of two facilities: the sludge Vitrification Facility and the Solidified Waste Storage Facility.

These facilities were planned to be located at stand-by process areas, where engagement of the existing process equipment was possible.

This plan let:

- Decommissioning deadline be decreased, owing to minor construction activities,
- Existing communications be used,
- The costs for land allocation and sewage disposal activities be avoided, and
- Specific capital investments be cut down.

All activities for creation of the facilities were subjected to requirements set forth in the existing regulatory texts, which regulate the entire project work be completed as follows:

1. DOI.
2. JOI.
3. Design activities.
4. R&D.

5. Vitrification Facility and Storage Facility Creation.
6. Construction and Assembly activities.
7. Commissioning.

The time frame required and the work costs were estimated. The preliminary estimation showed that the facility could be commissioned in 5.5 year, if funding of 18 mln USD is provided.

The results and conditions were satisfactory with the Customer and the work continued by entering into the second contract.

DOI

In accordance with the regulatory requirements, in the course of the 2nd phase MCC prepared the Declaration of Intent (DOI), which was signed and approved by the local and regional authorities.

For the purpose of the waste treatment, DOI recommended to develop the method of immobilization of plutonium-bearing sludges into either the borosilicate matrix, or the phosphate matrix with the use of microwave energy.

JOI

This stage required to justify investments into the facilities to be constructed.

In accordance with the third contract terms and conditions, the technical and economical assessment of the two waste immobilization options into glass matrixes was performed.

JOI development called for eight phases completion. The prepared papers contained:

- Technical requirements for objects be constructed;
- Requirements for the custom-made equipment;
- Analysis of providing fire and flame safe conditions, nuclear and radiation safety;
- Environmental impact assessment.

In accordance with the contract terms and conditions, this phase called for selection of only one option for plutonium-bearing waste treatment. The preference was gave to the borosilicate matrix. In addition, economic indexes were in favor of this option. The conducted relevant tests also showed that the option is more technologically effective.

JOI recommended suspension of the phosphate matrix option development at the design stage.

The plutonium-bearing sludge are solidified by the microwave heater and immediately into the capsule crucible, which is the initial package for solidified sludge. The capsule crucibles are packed into canisters in such a way, when one capsule crucible is placed into one canister. The canisters are closed with covers and welded.

The total volume of the capsule crucible is 100 l.

After the outer surface has been monitored for radioactive contamination, the canisters are forwarded for controlled interim storage in specialized tanks. Each tank accommodates 164 channels for holding canisters with the solidified waste. The calculations showed that accommodation of 100-l volume canisters require two tanks.

Vitrification Facility characteristics are:

Annual throughput:	550 m^3 of sludge
Output:	
- fluxed sludge	about 77 L/hr
- capsule crucibles with solidified waste	516 pcs/yr (6,800 pcs in the entire period)

JOI documentation comprising 12 volumes was submitted to local, regional and federal surveillance bodies. Approval was obtained at all authority levels.

It worth mentioning that all three phases – Feasibility Study, DOI and JOI were performed along with research activities. The experiments were conducted both in scientific institutes labs, and in the MCC's hot chambers, where the proper environment made it possible to produce the glass-like material from technological products. The findings supplemented with and specified the initial data set forth in the base papers.

Over three years the option of immediate immobilization of plutonium-bearing waste into the glass matrix was technically worked on and tested with actual products in the "hot" chambers. The costs of the three waste treatment options were estimated and the choice was made for the borosilicate matrix.

The team for development of Feasibility Study, DOI and JOI comprised of Russian experts from MCC, VNIPIET, NPO RI, VNIINM, NIKIMT, and VNIPIPT.

While JOI was prepared, the supplementary work was performed, the results of which were entered into JOI as a separate section. That work related to treatment of MOX-fuel production waste. When the JOI activities were conducted, the MCC industrial site was considered as a candidate for in-situ establishment of the mixed oxide fuel and fuel assemblies production for utilization those at NPPs. The waste resulted from MOX-fuel production contain plutonium, as well. Therefore, the decision was made to assess potential options for treatment of MOX-fuel production waste, thus combining this work with the activities associated with the waste from radiochemical production.

Using the data from available R&D literature, the preliminary assessment of assumed waste streams was completed, their characterization was performed, and principles of treatment techniques were described. This resulted in an assumption on possibility of plutonium-bearing waste treating with the use of the being created microwave heater.

The tentative estimation of the costs of treating this type of waste was done, provided that it goes along with the radiochemical production waste treatment. The figures in favor for joint treating the both types of waste were attractive. But since all data related to waste from the MOX-fuel production were only estimative, the agreement was reached on Feasibility Study fulfillment for the examined options.

These plans had no luck with their realization, since the Plutonium Waste Program was suspended by the US party, and funding ceased. The collaboration between MCC and LLNL in this aspect of work came to the end after JOI was accomplished.

To-date, MCC is pursuing removal of the accumulated waste out of the storage tanks, while the sludge are treated according to the existing practice.

Наработки ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» в сфере хранения и захоронения РАО

А.А Шведов, А.В. Демин, Г.П. Заручевская

В настоящем сообщении представлены в обобщенном виде работы ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ за последние 5 – 7 лет в области обращения с радиоактивными отходами (РАО) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ). Рассмотрены работы по хранению и захоронению отходов низкого и среднего уровней активности. Для решения вопросов обращения с РАО и охраны окружающей среды в 1976 г в институте было создано специализированное подразделение – отдел 0143.

Согласно концепции Минатома РФ схема обращения с РАО предусматривает (рис.1):

- переработку и кондиционирование отходов с формированием упаковок РАО, отвечающих требованиям стадий хранения и захоронения;
- временное хранение, транспортирование и захоронение кондиционированных радиоактивных отходов.

Принятая Минатомом России техническая стратегия в области обращения с РАО сводится сейчас к концентрированию усилий по реализации стадий кондиционирования и временного хранения РАО ОИАЭ и отложенному решению реализации стадии захоронения. В качестве вынужденной меры принято временное ограничение схемы обращения с РАО стадией хранения. Сроки разработки и реализации стадии захоронения официально пока не установлены, поэтому продолжительность эксплуатации хранилищ (срок хранения) установлена нормативной документацией в 50 лет.

Вышеназванная стратегия определяет преимущественную разработку в настоящее время проектной документации установок и сооружений для первых перечисленных стадий схемы обращения, включая стадию хранения кондиционированных РАО. Что касается выполняемых в РФ работ по проблеме захоронения, то в течение последних 7 лет широко осуществляется разработка нормативной документации. Работы по технической реализации носят преимущественно поисковый характер и включают инициативные технико-экономические оценки и концептуальные проработки технических решений, исследовательские и аналитические работы, предварительные оценки безопасности захоронения и др. работы.

ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» как одна из ведущих проектных организаций Минатома разрабатывает проектную документацию установок и систем по обращению с РАО ОИАЭ, выполняет концептуальные проекты и технико-экономические исследования новых методов обращения с РАО. Благодаря накопленному опыту выполнения названных работ, участвует как автор (самостоятельно) или как соавтор (в составе коллективов различных организаций) в разработке нормативной документации в данной области. Рассмотрим эти работы.

1) Разработка нормативной документации

В области нормативной документации ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» участвовал в разработке:

1) Основополагающих нормативных документов по обращению с РАО:

Концепция обращения с радиоактивными отходами в Российской Федерации Минатома (2000 г.),

Концепция по обращению с отработавшим ядерным топливом Министерства Российской Федерации по атомной энергии (2003 г.).

2) Нормативных документов, содержащих общие технические требования по обращению с РАО и требования для отдельных стадий схемы обращения:

По обращению с РАО в целом институт участвовал в разработке совместно со специалистами др. организаций в разработке следующих документов:

- «Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002) СП 2.6.6.1168-02». Этот НД был переработан в соответствии с современными нормами и требованиями безопасности и с учетом положений Концепции Минатома по обращению с РАО;
- «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие требования (ОПБ РАО)». Основным разработчиком этого документа является Госатомнадзор РФ, а ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ привлечен как соучастник этой работы;
- «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций. СП АС-03 (СанПиН 2.6.1.24-03)»;

По кондиционированию РАО: ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ разработал ГОСТ Р 51824-2001 «Контейнеры защитные невозвратные для радиоактивных отходов из конструкционных материалов на основе бетона. Общие технические требования». Это пока **единственный специальный** нормативный документ в России, содержащий требования к контейнерам для хранения и захоронения РАО: к конструкции и конструкционным материалам, надежности, безопасности, механической прочности, герметичности, условиям транспортирования и хранения, маркировке и др. требования.

По хранению РАО. В прошлом во ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ были разработаны два отраслевых стандарта, содержащие основные технические требования к хранилищам и накопительным площадкам для временного хранения РАО:

- Хранилища твердых радиоактивных отходов. Общие требования. ОСТ 95 10517 (1995 г.);
- Площадки накопительные для временного хранения твердых радиоактивных отходов Общие требования. ОСТ 95 10516 (1995 г.).

К настоящему времени эти документы требуют переработки в связи с переизданием в России норм радиационной безопасности (НРБ-99) и санитарных правил обращения с РАО (ОСПОРБ-99). Заметим, что в существующих НД требования к хранилищам в основном рассредоточены по разделам и документам и не являются также главной целью содержания этих документов.

По захоронению РАО. Разработка проблемы захоронения твердых и отвержденных РАО осуществляется в России и во ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ» с середины 70-х годов. Накопленный в ходе выполнения этих работ опыт и сформировавшиеся представления по вопросу обеспечения безопасности захоронения реализуются сейчас в нормативной документации, разработка которых ведется с середины 90-х и является сейчас в России одним из приоритетных направлений работ по проблеме захоронения. Осуществляет эту работу, в основном, Госатомнадзор России с привлечением специализированных предприятий, в том числе и нашего института.

Необходимость разработки нормативной документации вызвана спецификой стадии захоронения, которая не отражена в действующих нормативных документах России. Имеющаяся в России нормативная база за последние годы переработана, переиздана и дополнена. Это касается основополагающих НД: норм радиационной

безопасности и санитарных правил, а также НД по обращению с РАО. Основными из них являются: НРБ-99, ОСПОРБ-99, СПОРО-2002, ОПБ ОЯТЦ, РБ-023-02, ПНАЭ Г-14-41-97, НП-019-2000, НП-020-2000 и др. Однако введение этих новых НД не исключает необходимости разработки нормативной документации по захоронению РАО.

К настоящему времени в России выпущены только 4 НД с регламентацией требований к стадии захоронения, которые касаются преимущественно приповерхностного способа. Три из них разработаны Госатомнадзором России. Это следующие документы:

- РБ-011-2000, который регламентирует требования к оценке безопасности;
- ПНАЭ Г-14-038-96, который регламентирует требования к отчету по обоснованию безопасности в части учета внешних воздействий". При разработке этого документа ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ» принимал участие в рассмотрении проектов редакций и давал замечания и предложения по его содержанию;
- РБ-023-02, который регламентирует критерии приемлемости кондиционированных радиоактивных отходов для их хранения и захоронения".

Четвертым НД является ГОСТ Р 52037-2003 "Приповерхностные могильники для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования", разработанный ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ. Этот ГОСТ регламентирует общие технические требования к приповерхностным могильникам, предназначенным для захоронения кондиционированных короткоживущих РАО, и является пока единственным изданным НД, регламентирующим технические вопросы проектирования приповерхностных могильников.

В настоящее время в стадии разработки Госатомнадзором России находится ряд нормативных документов, касающихся вопроса захоронения РАО, в которых наш институт принимал активное участие как соавтор, в том числе: «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности».

Наряду с непосредственными участием в разработке нормативной документации ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» участвует в качестве эксперта в рассмотрении проектов нормативных документов в области обращения с РАО, разрабатываемых др. организациями. Из последних рассмотренных проектов нормативных документов, в их число входят:

- «Проектирование, эксплуатация и консервация приповерхностных пунктов захоронения твердых радиоактивных отходов на предприятиях Минатома РФ». (СП ПЗРО - 2003) разработки ГУП Государственного научного центра- института Биофизики.

2) Разработка проектной и др. документации

ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» как проектная организация занимается:

– **проектированием установок переработки** твердых и жидких РАО. Поскольку этот вопрос выходит за рамки темы сообщения, он не будет здесь рассмотрен,

– **вопросом кондиционирования РАО - разработкой контейнеров** для размещения в них отходов для их последующего хранения и захоронения и разработкой транспортно-технологических схем и др. решений узлов формирования упаковок РАО, поскольку проектные решения хранилищ взаимосвязаны с типом контейнеров, который определяет требования к условиям хранения, транспортно-технологической схеме и размещению упаковок.

По инициативе института и при его непосредственном участии разработана проектно-конструкторская и эксплуатационная документация для двух типов невозвратных защитных контейнеров из композиционных материалов на основе бетона. Их разработка доведена до стадии изготовления, получены необходимые сертификаты, предусматривается и осуществляется внедрение изделий на АЭС и др. ОИАЭ:

– НЗК-150-1,5П – для твердых и отвержденных РАО (Технические условия на № Л.65.555.00.000ТУ; Сертификат соответствия № RU. 001.01АЭ00.50.10.0013), рис. 2,

– НЗК-150-1,5П(с) - для солевого плава среднего уровня активности (Технические условия на № Л.65.566.00.000ТУ, контейнер прошел все необходимые испытания и находится на завершающей стадии процедуры сертификации в Госатомнадзоре России).

– **проектированием временных хранилищ** нового поколения для кондиционированных РАО, т.е. для упаковок РАО. За последние 7 лет в институте разработан новый подход к проектированию хранилищ кондиционированных РАО и соответственно разработаны новые проектные решения. **Новым направлением в проектировании хранилищ признан переход к контейнерному адресному упорядоченному хранению упаковок РАО как закрытых источников ионизирующих излучений**. Такой подход одобрен Минатомом России. В качестве контейнеров Минатом рекомендует использовать разработанные по инициативе нашего института контейнеры НЗК-150-1,5П. Используемые в проектах контейнеры должны быть сертифицированы. Срок службы (долговечность) контейнера соответствует или превышает проектный срок эксплуатации хранилища. Упаковки РАО готовятся на установках кондиционирования и при поступлении в хранилище должны отвечать проектным требованиям приемки на хранение и захоронение.

За последние 5 – 7 лет ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» разработал (на разных стадиях проектирования от Декларации о намерениях до рабочей документации) проектную документацию более чем для 10 объектов хранения РАО, два из которых к настоящему времени построены. Эти проекты разработаны под различную упаковку: 200 л металлические бочки, упомянутые и др контейнеры. Перечислим основные из этих объектов:

a) здание 131 для ДВЗ «Звезда», предназначенное для хранения клетей с 200 л бочками цементированных отходов, прессованных и фрагментированных ТРО низкого и среднего уровней активности. Разработка рабочей документации, ее экспертиза и строительство осуществлены за промежуток времени в 2 года от составления задания на проектирование до сдачи объекта Госкомиссии. Хранилище введено в эксплуатацию в 2001 г. (рис. 3,4);
b) здание 57а для ЛСК «Радон» (рис. 5), предназначенное для хранения клетей с 200 л бочками и НЗК-150-1,5П с битумированными РАО и переработанными ТРО низкого и среднего уровней активности. В 2000 г. выполнена утверждаемая часть рабочего проекта и проведена его экспертиза. Разработка рабочей документации начнется при определении вопросов финансирования;
c) хранилище упаковок РАО, образующихся на заводе по производству МОХ-топлива (рис. 6, 7). Разработано на стадии концептуального проекта. Решения аналогичны решениям здания 57 А;
d) объект 86а ГХК - временное хранилище пеналов с остеклованными высокоактивными пульами (рис. 8, 9). Разработано на стадии обоснования инвестиций;

e) хранилище бетонных контейнеров с РАО для РТП «Атомфлот» на Кольском полуострове. Проект прошел экспертизу. Объект построен и введен в эксплуатацию в конце 90-х годов;
f) центр по кондиционированию ТРО и временному хранению кондиционированных отходов в контейнерах различного типа на СРЗ «Нерпа» (или СРЗ 10) в Северном регионе (рис. 10, 11). Объект разработан в 2000 г. на стадии ТЭО (проект). Проект согласован с Госатомнадзором РФ. Реализация его временно приостановлена по независящим от института причинам.
g) концептуальный проект промежуточного хранилища модульного типа для упаковок с ТРО объектов Северного региона низкого и среднего уровней активности. Общий вид – см. рис. 12. Работа проводилась в рамках международного сотрудничества по программе TACIS с бельгийской фирмой BELGATOM
h) хранилище радионуклидных энергетических установок (РЭУ) типа РИТЭГ (радиоизотопных термоэлектрических генераторов), используемых в качестве генераторов электроэнергии малой мощности, на территории Архангельской гидрографической базы. Разработано на стадии Декларации о намерениях для объекта Министерства транспорта РФ. Предложена конструкция расходного хранилища новых и отработавших свой ресурс изделий вместимостью 20 шт.;

– **разработкой проблемы захоронения РАО**. Как уже было отмечено, этой проблемой институт занимается с первых лет ее решения в России в течение более 25 лет. Было выполнены технико-экономические исследования, разработки концептуальных решений могильников, оптимизационные и др. оценки различных способов захоронения. Реализацией этих работ является ГОСТ Р 52037-2003 и участие института в процессе создания нормативной базы России по проблеме захоронения РАО.

Из проектных работ прошлых лет можно назвать:

– приповерхностные могильники траншейного типа, обустроенные системой защитных барьеров, запроектированные и построенные для захоронения РАО, образовавшихся в результате аварии на Чернобыльской АЭС при ликвидации ее последствий,

– проект опытно промышленной скважины, запроектированной для создания подземной лаборатории в скальной породе.

В связи с проводимой Минатомом технической политикой, когда материальные ресурсы направлены, в основном, на реализацию сооружений по переработке и временному хранению РАО, вопросы технических решений по захоронению исследуются пока по инициативе предприятий и отдельных инвесторов.

Из наиболее крупных выполняемых сейчас инициативных работ нашего института следует назвать разработку Северо-западного регионального центра для приповерхностного захоронения короткоживущих кондиционированных РАО в подземном могильнике, построенном в глине на небольшой глубине (50 – 70 м). Одним из перспективных типов конструкции подземного сооружения (рис. 13, 14), предложенного, исходя из технологии строительства и организации подземных погрузо-разгрузочных работ, является сооружение спиральной конструкции на основе типовых сечений туннельных выработок Санкт-Петербургского метрополитена, построенного в аналогичных условиях. Спиральная конструкция запатентована.

Другим вариантом конструкции предложено сооружение с камерами большого объема (рис. 15). Особенность данной конструкции я состоит в использовании в качестве помещений для размещения упаковок РАО конструкций по типу односводчатой станции Спортивная Санкт-Петербургского метрополитена.

В настоящее время планируется работу продолжить при участии Швеции. В планы входит разработка общей программы работ и подготовка Декларации о намерениях. Работа проводится при согласии Минатома РФ, местных органов власти субъекта Федерации и эксплуатирующей организации.

Второй недавней работой является участие в проектировании приповерхностного могильника в вечно мерзлых породах на арх. Новая Земля. Проект выполнялся по инициативе ВНИПИПТ. Наш институт разрабатывал решения по наземной инфраструктуре (накопительная площадка – расходное хранилище). Проект прошел Международную экологическую экспертизу.

В 1999 - 2000 г.г. ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» разрабатывал совместно с Кольским горным институтом, бельгийской фирмой BELGATOM и французской фирмой SGN концептуальный проект наземного комплекса площадки захоронения контейнеров с кондиционированными ТРО объектов Северного региона РФ. Размещение подземных могильников рассматривалось в скальных породах Балтийского щита в пяти районах Кольского полуострова.

Выводы. ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» имеет:

- достаточный опыт разработки нормативной документации,
- достаточный опыт разработки проектных и др. работ,
- накопленные технические решения по кондиционированию, хранению и захоронению РАО,
- концептуальное видение решения проблемы захоронения РАО в России.

THE RUSSIAN FEDERATION MINISTRY FOR ATOMIC ENERGY
Federal State Unitary Enterprise
«Lead Institute «All-Russian design and scientific research institute
for complex power technology»

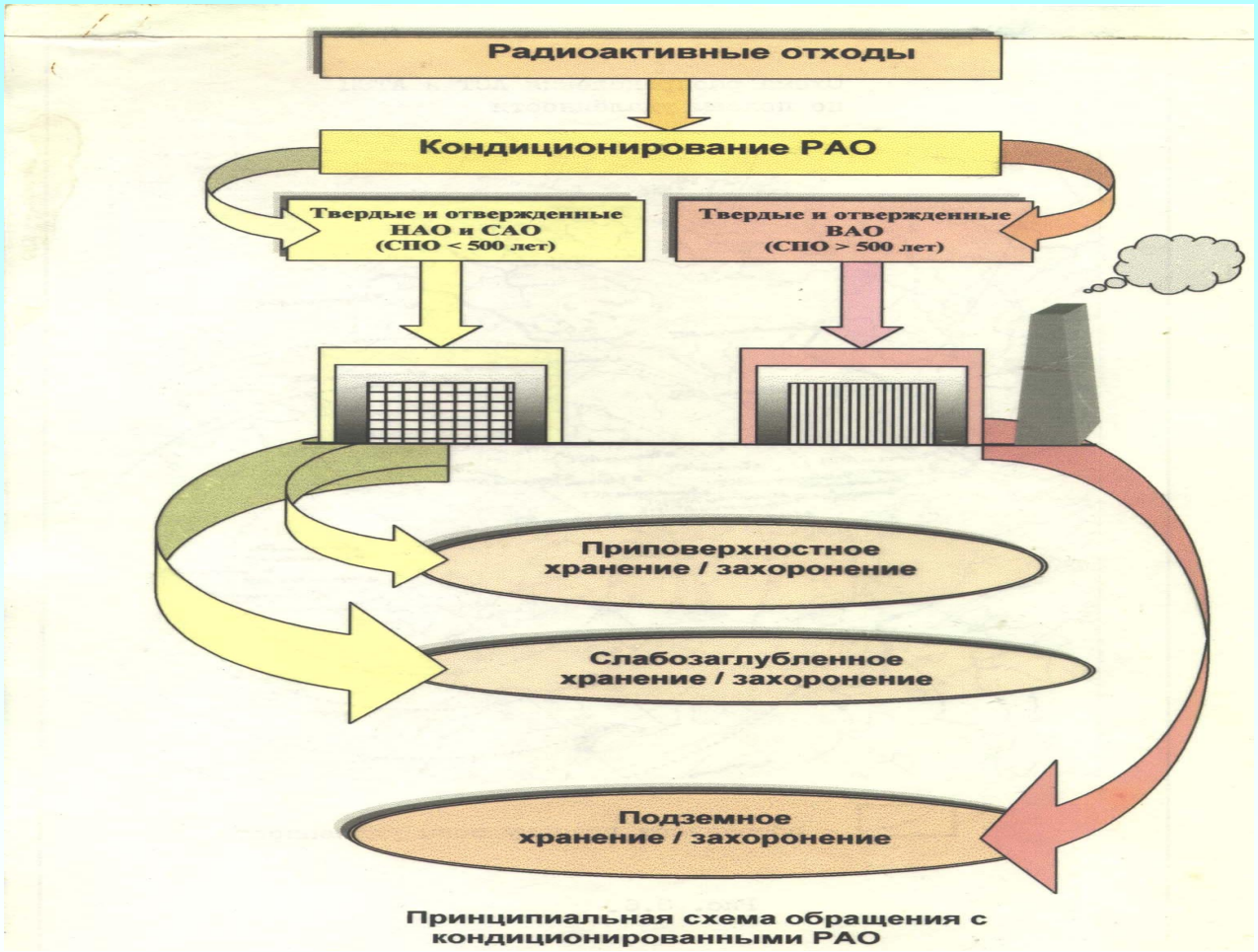
Наработки ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» в сфере хранения и захоронения РАО

А.А Шведов, А.В. Демин,
Г.П. Заручевская

Цель доклада

Обзор работ ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», выполненных за последние 5 – 7 лет, в области обращения с РАО ОИАЭ по хранению и захоронению отходов низкого и среднего уровней активности.

Рис. 1 Концепция Минатома



Принципиальная схема обращения с кондиционированными РАО

Техническая стратегия Минатома России в области обращения с РАО

Концентрирование усилий по внедрению стадий кондиционирования и временного хранения РАО ОИАЭ и отложенное решение по реализации стадии захоронения.

В качестве вынужденной меры принято временное ограничение схемы обращения с РАО стадией хранения.

Сроки разработки и реализации стадии захоронения не установлены, поэтому продолжительность эксплуатации хранилищ (срок хранения) установлена нормативной документацией в 50 лет.

Техническая стратегия Минатома России в области обращения с РАО (продолжение)

Вышеназванная стратегия определяет преимущественную разработку проектной документации установок и сооружений для стадий переработки, формирования упаковок, хранения схемы обращения с кондиционированными РАО.

По проблеме захоронения с конца 90-х г. разрабатывается нормативная документация. Работы по технической реализации носят поисковый характер и включают инициативные технико-экономические оценки и концептуальные проработки технических решений, исследовательские работы, предварительные оценки безопасности захоронения.

ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» как одна из ведущих проектных организаций Минатома разрабатывает проектную документацию установок и систем по обращению с РАО ОИАЭ, выполняет концептуальные и технико-экономические исследования новых методов обращения с РАО. Благодаря накопленному опыту выполнения названных работ, участвует как автор или как соавтор (в составе коллективов различных организаций) в разработке нормативной документации в данной области.

Разработка нормативной документации ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ»

1 Основополагающие нормативные документы по обращению с РАО :

- Концепция Минатома по обращению с РАО,
- Концепция Минатома по обращению с ОЯТ.

2 Нормативные документы, содержащие общие технические требования по обращению с РАО и требования для отдельных стадий схемы обращения

Нормативные документы, содержащие общие технические требования по обращению с РАО

ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» участвовал совместно со специалистами др. организаций в разработке следующих документов:

- **Санитарные правила по обращению с РАО СПОРО-2002**
- **Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие требования (ОПБ РАО).** Материал находится в издании, основной разработчик - Госатомнадзор РФ.
- **Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций – СП АС-03** (СанПиН 2.6.1.24-03)

Нормативные документы, содержащие требования для отдельных стадий схемы обращения с РАО

ФГУП "ГИ ВНИПИЭТ разработал:

По кондиционированию РАО:

- ГОСТ Р 51824-2001 «Контейнеры защитные невозвратные для радиоактивных отходов из конструкционных материалов на основе бетона. Общие технические требования»

По хранению РАО: отраслевые стандарты:

- Хранилища твердых радиоактивных отходов. Общие требования. ОСТ 95 10517 (1995 г.);
- Площадки накопительные для временного хранения твердых радиоактивных отходов Общие требования. ОСТ 95 10516 (1995 г.).

Нормативные документы, содержащие требования для отдельных стадий схемы обращения с РАО

По захоронению РАО :

- ГОСТ Р 52037-2003 «Приповерхностные могильники для захоронения радиоактивных отходов. Общие требования»,
- «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности»,

  Проект окончательной редакции, находится в издании. Основной разработчик - Госатомнадзор РФ при участии ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ».
- «Проектирование, эксплуатация и консервация приповерхностных пунктов захоронения твердых радиоактивных отходов на предприятиях Минатома. РФ» СП ПЗРО – 03.

  Проект второй редакции. Разработка ГУП Государственного научного центра- института Биофизики. Участие - рассмотрение и подготовка замечаний и предложений.

Разработка проектной и концептуальной документации

ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» как проектная организация занимается:

- **проектированием установок переработки** твердых и жидких РАО,
- **вопросом кондиционирования РАО - разработкой контейнеров** для размещения в них отходов для последующего хранения и захоронения и **разработкой** транспортно-технологических схем и др. решений **узлов формирования упаковок РАО,**
- **проектированием временных хранилищ** нового поколения для кондиционированных РАО, т.е. для упаковок РАО,
- **разработкой проблемы захоронения РАО.**

Рисунок 2 - Контейнер невозвратный защитный НЗК-150-1,5П

Проектирование хранилищ

Разработан новый подход к проектированию хранилищ кондиционированных РАО. **Новым направлением в проектировании хранилищ признан переход к контейнерному адресному упорядоченному хранению упаковок РАО как закрытых источников ионизирующих излучений**. Подход одобрен Минатомом России который рекомендует использовать контейнеры НЗК-150-1,5П. Контейнеры должны быть сертифицированы. Срок службы контейнера соответствует или превышает проектный срок эксплуатации хранилища. Упаковки РАО готовятся на установках кондиционирования и при поступлении в хранилище должны отвечать проектным требованиям приемки на хранение и захоронение.

На разных стадиях проектирования (от ДН до РД) разработана проектная и концептуальная документация более, чем для 10 объектов хранения РАО. Два хранилища к настоящему времени построены.

Перечень основных сооружений по хранению РАО, разработанных ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ»

Здание 131 для ДВЗ «Звезда». Проект реализован в 2001 г. **Рис. 3, 4.**

57а для ЛСК «Радон». Утверждаемая часть РП прошла экспертизу. **Рис.5.**

Хранилище упаковок РАО, образующихся на заводе по производству МОХ-топлива . Разработано на стадии концептуального проекта. **Рис. 6, 7.**

86а ГХК - временное хранилище пеналов с высокоактивными отходами (остеклованными пульпами). Разработано на стадии ОБИН. **Рис. 8, 9.**

Хранилище бетонных контейнеров с РАО для РТП «Атомфлот» на Кольском полуострове. Проект реализован в конце 90-х г.г.

Центр по кондиционированию ТРО и **временному хранению кондиционированных отходов в контейнерах различного типа на СРЗ «Нерпа» (или СРЗ 10**) в Северном регионе. Объект разработан в 2000 г. на стадии ТЭО (проект).
Рис. 10, 11.

Хранилище модульного типа для упаковок ТРО низкого и среднего уровней активности **объектов Северного региона**. Работа проводилась в рамках международного сотрудничества по программе TACIS с бельгийской фирмой BELGATOM. Концептуальный проект. **Рис. 12.**

Хранилище РЭУ типа РИТЭГ (радиоизотопных термоэлектрических генераторов) на территории Архангельской гидрографической базы. Стадия ДН.

Рис. 3 -Здание 131 для ДВЗ «Звезда» (план, РД)

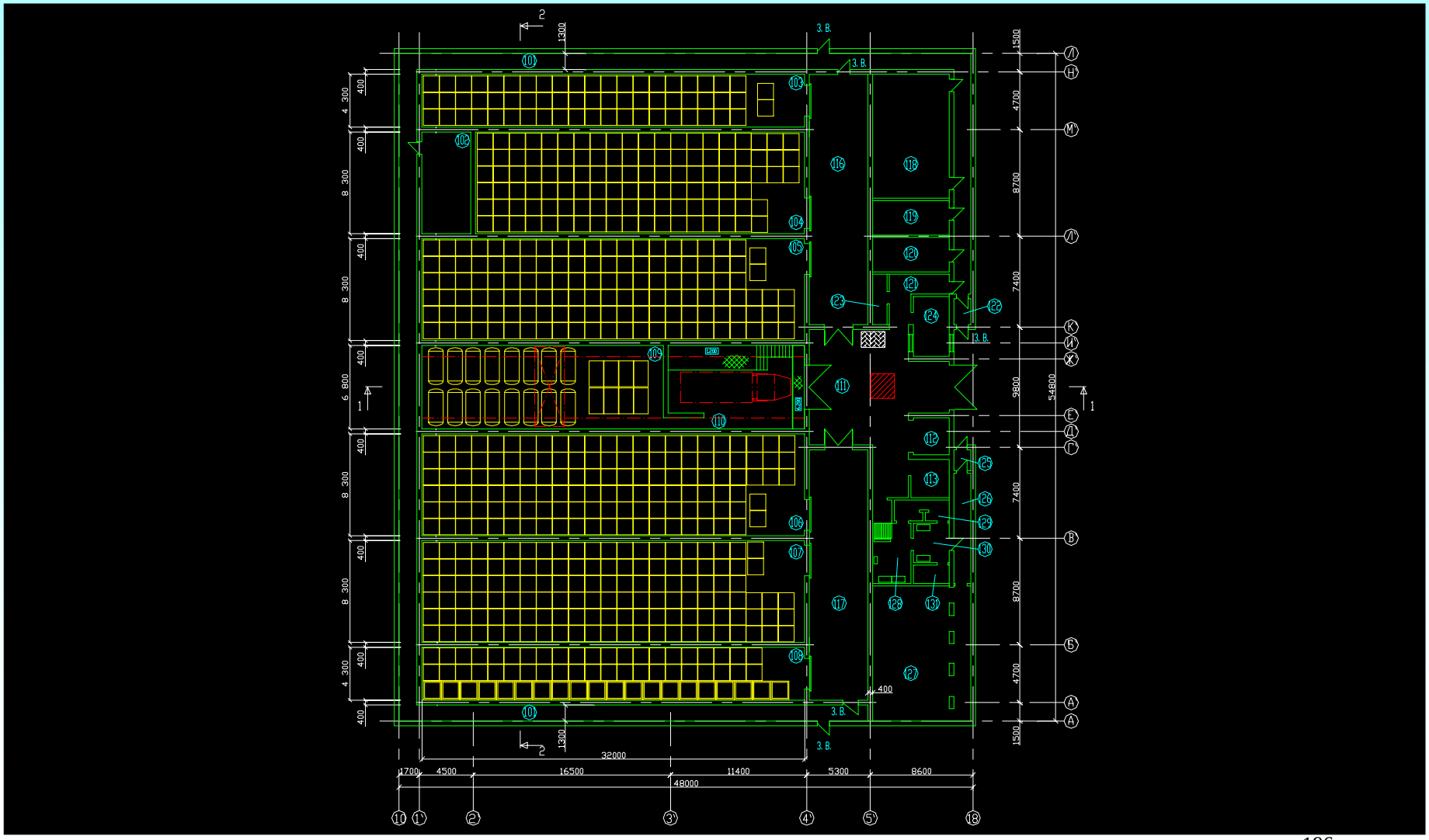


Рис. 4 - Здание 131 для ДВЗ «Звезда» (разрез, РД)

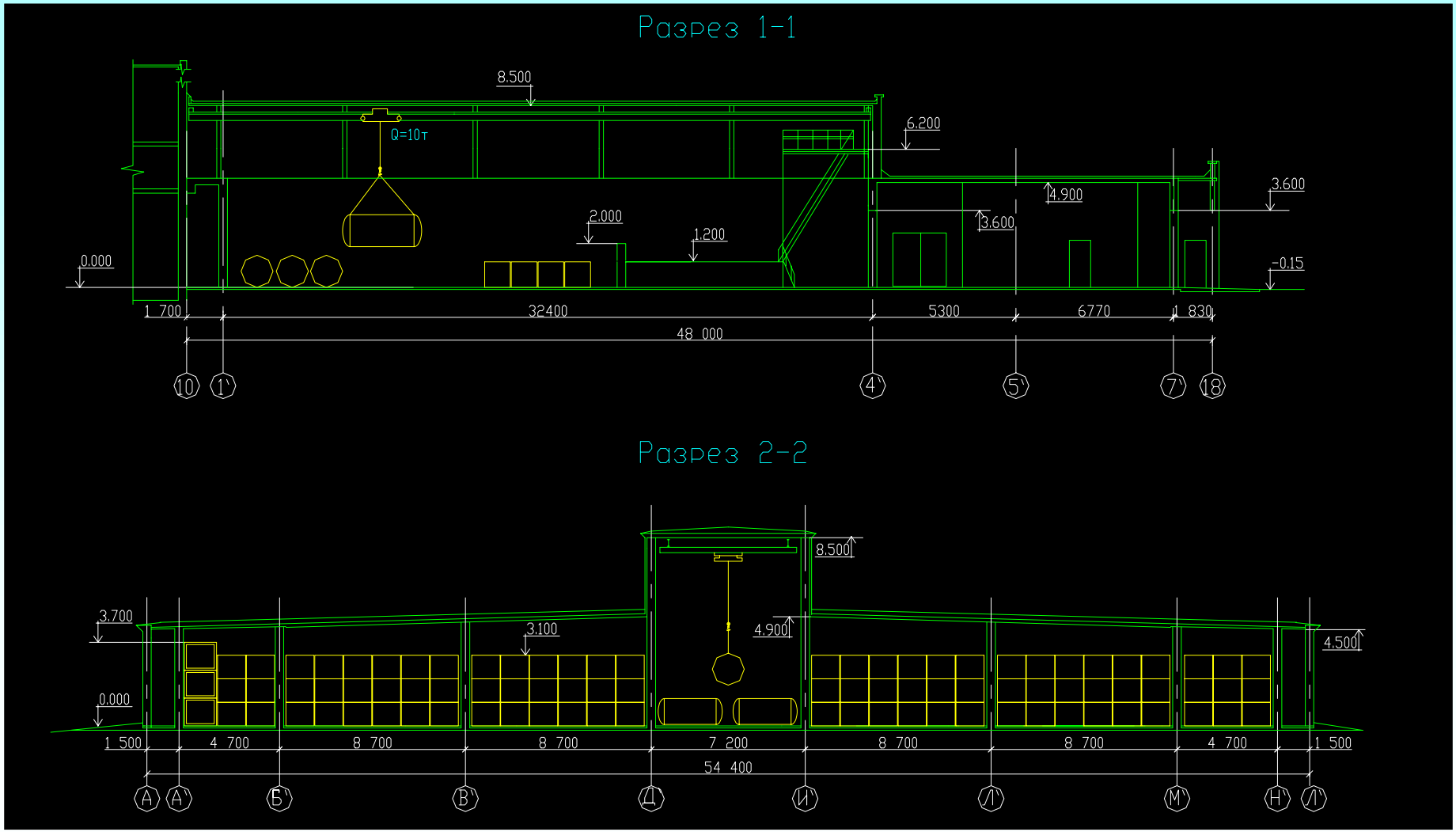


Рис. 5 - Здание 57а для ЛСК «Радон» (РП)

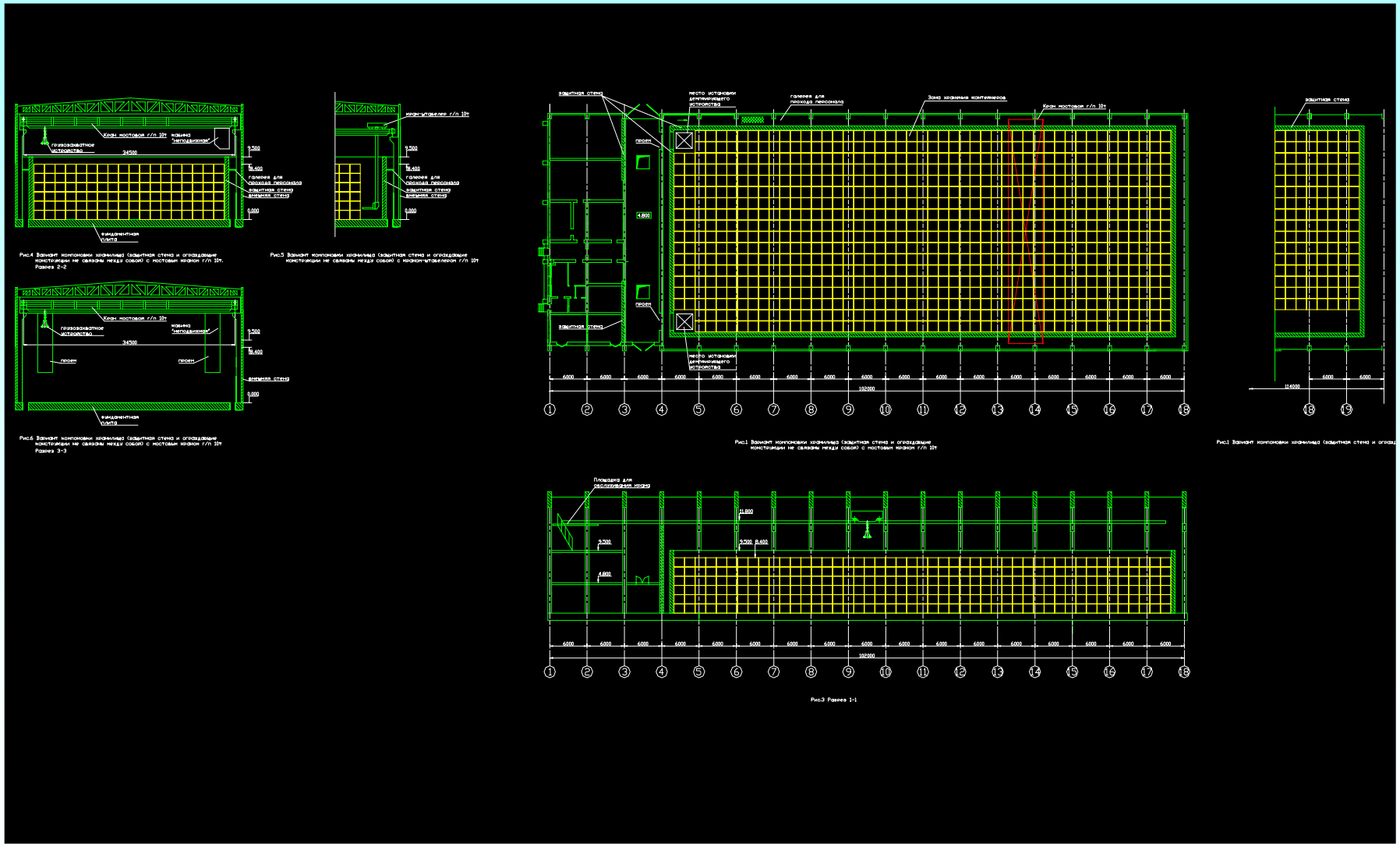


Рис. 6 - Хранилище упаковок РАО, образующихся на заводе по производству МОХ-топлива (план, концептуальный проект)

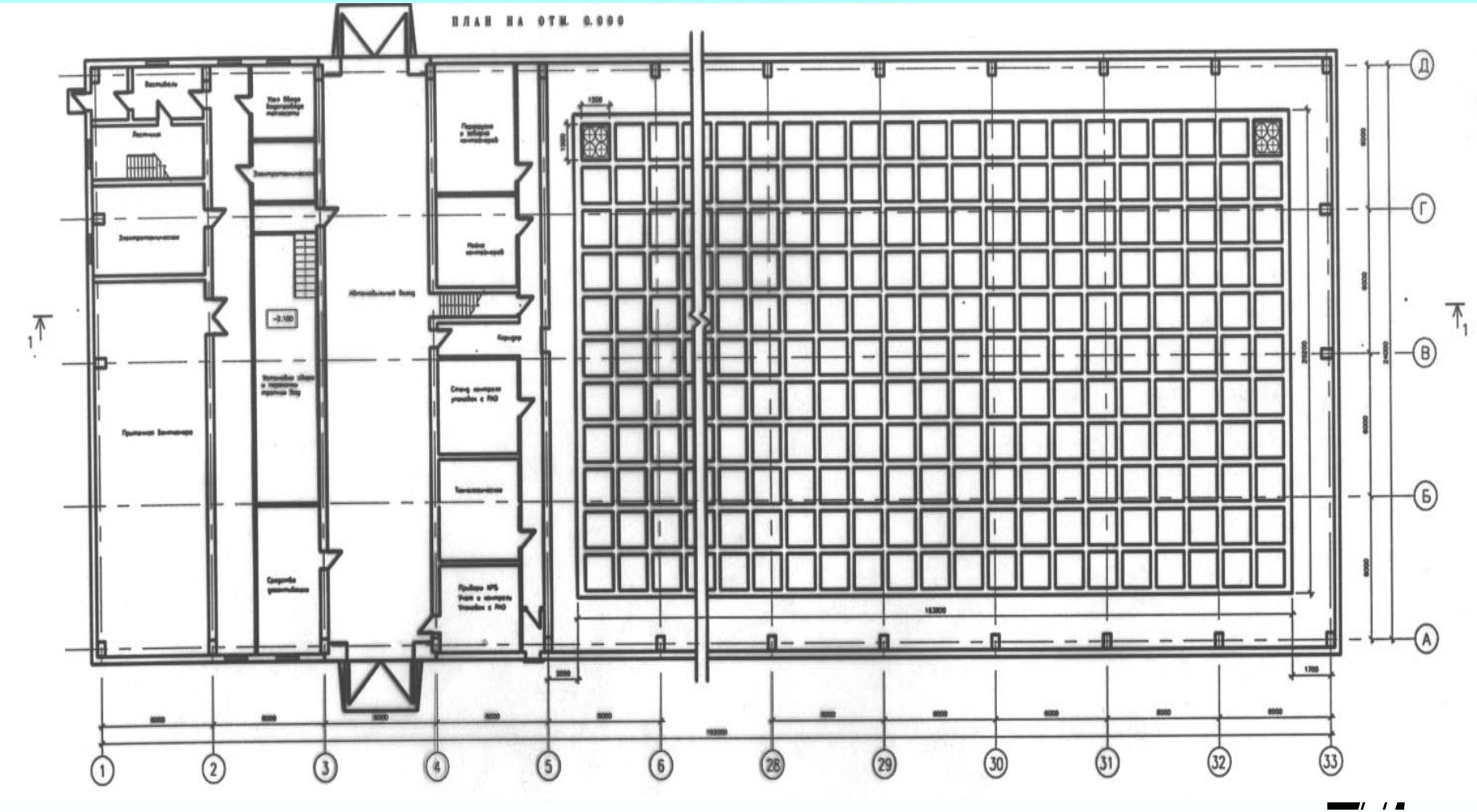


Рис. 7 - Хранилище упаковок РАО, образующихся на заводе по производству МОХ-топлива (разрез, концептуальный проект)

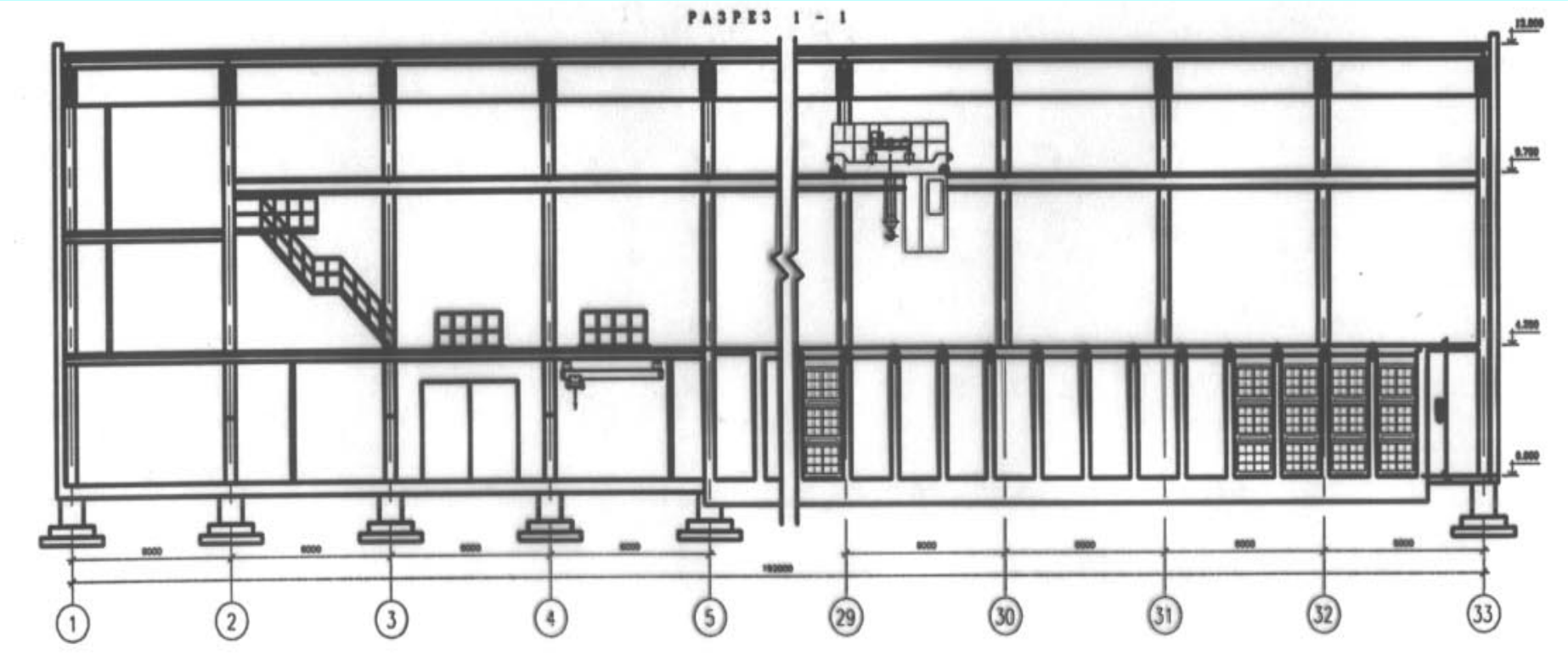
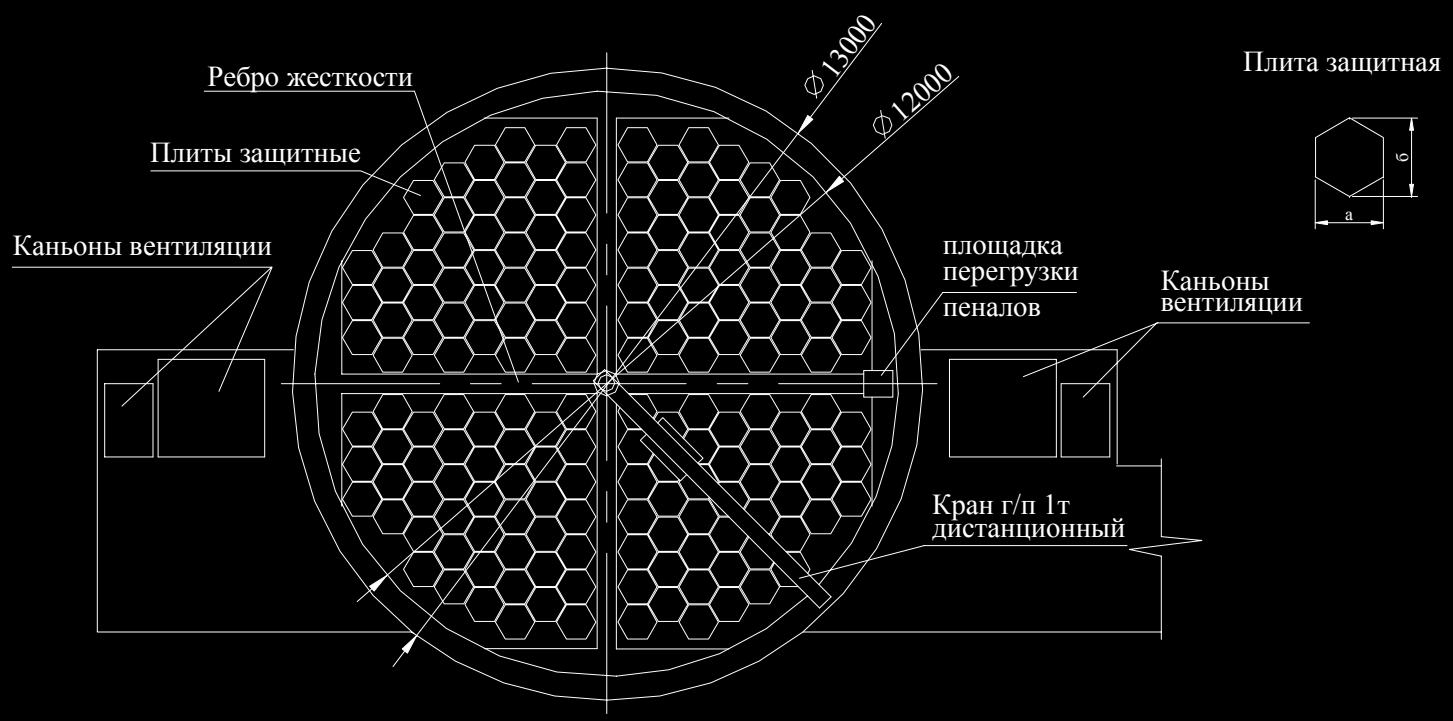


Рис. 8 – Объект 86а ГХК - временное хранилище пеналов с остеклованными пульпами (план, ОБИН)

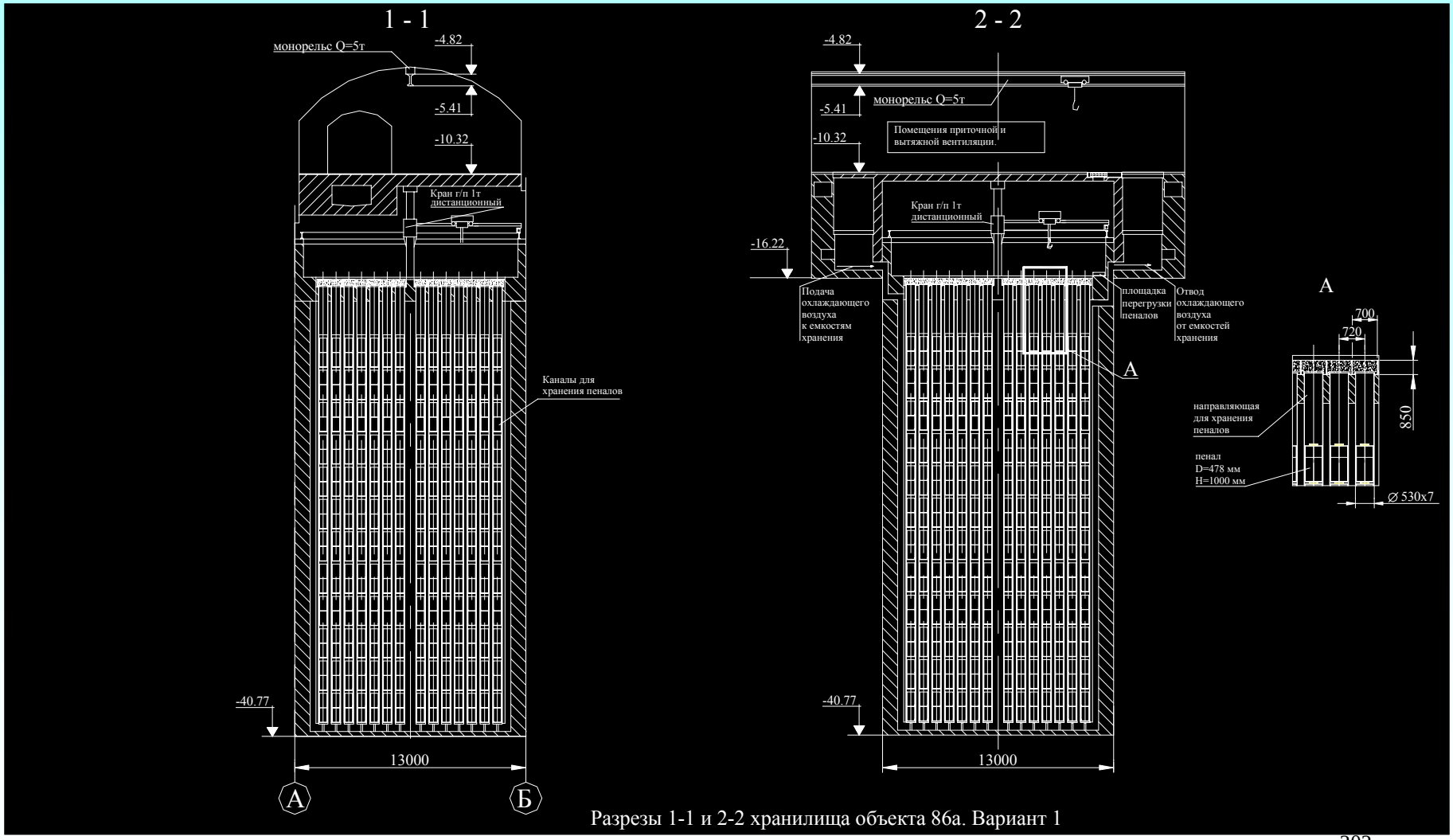


1.Шаг направляющих, мм - 720.
2.Пробка (ахб), мм - 700х805.
3.Количество пеналов в ёмкости,шт. - 4048.

5.Количество каналов-ячеек, шт. - 176.

План хранилища объекта 86а на отм. -16,22. Вариант 2

Рис. 9 - Объект 86а ГХК - временное хранилище пеналов с остеклованными пульпами (разрез, ОБИН)



Разрезы 1-1 и 2-2 хранилища объекта 86а. Вариант 1

Рис. 10 – Хранилище кондиционированных ТРО в контейнерах различного типа на СРЗ «Нерпа» или СРЗ 10 (план, ТЭО)

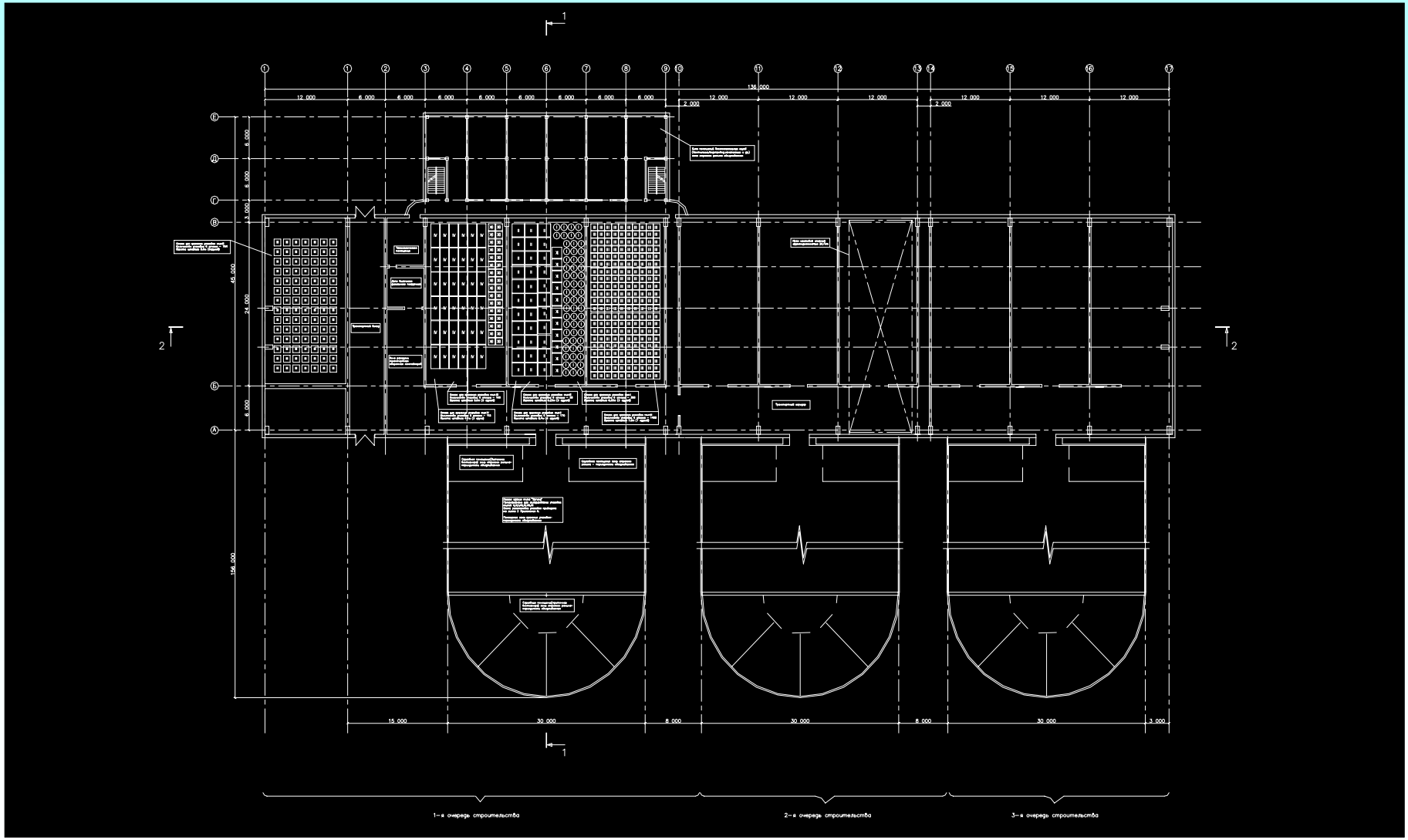


Рис. 11 – Хранилище кондиционированию ТРО **в контейнерах различного типа на СРЗ «Нерпа» или СРЗ 10 (разрез, ТЭО)**

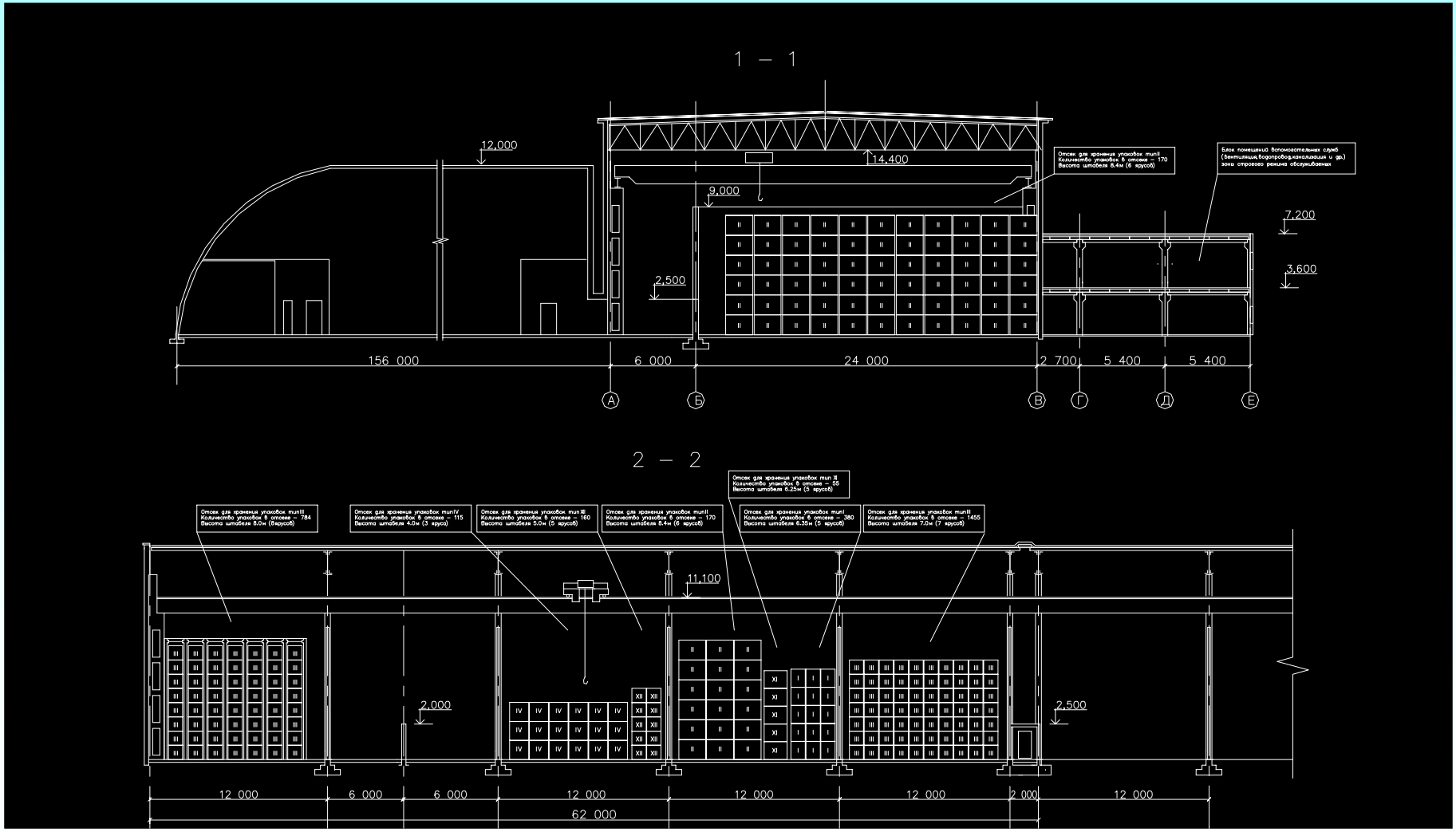
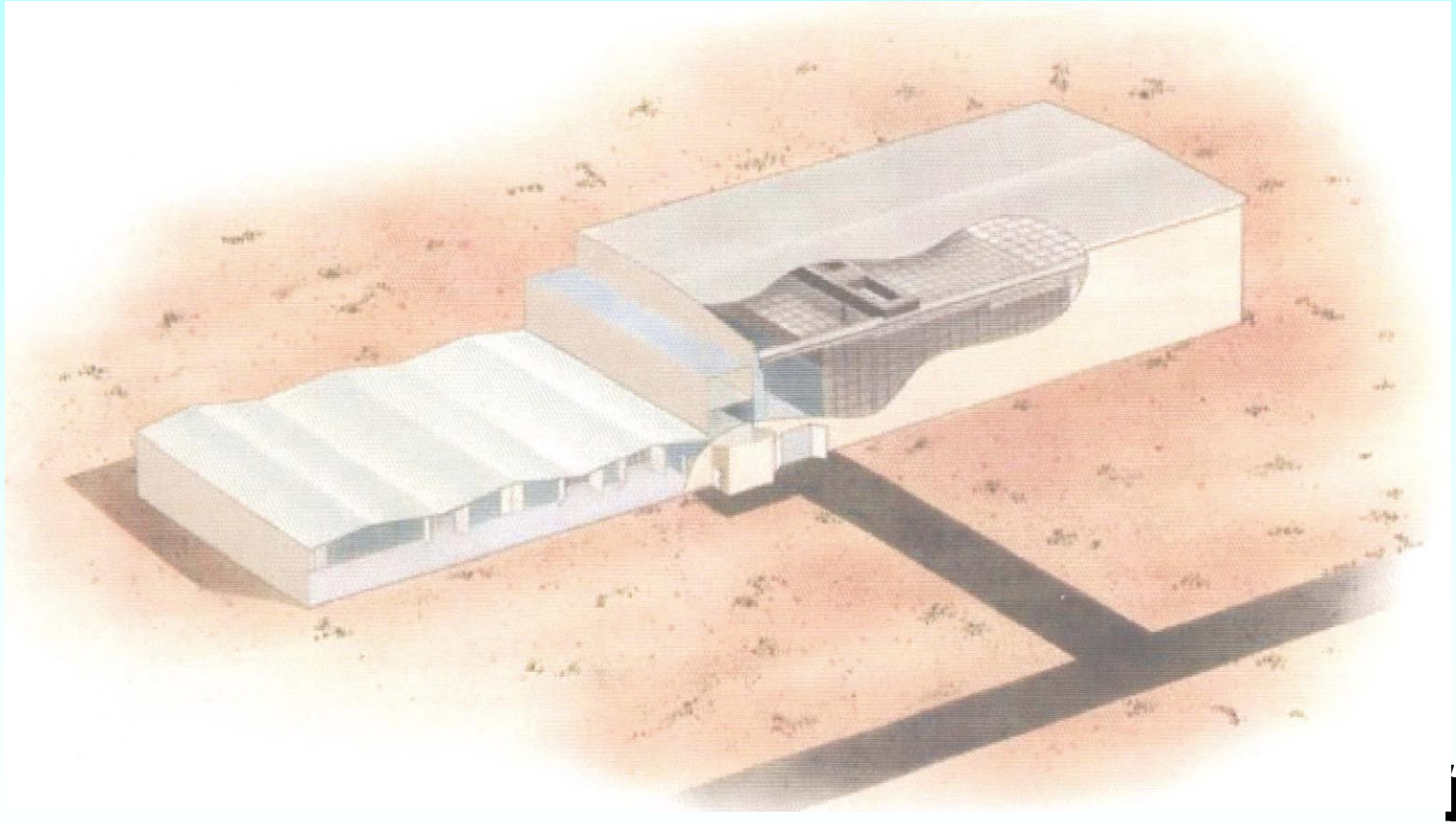


Рис. 12 - Хранилище отходов модульного типа упаковок радиоактивных объектов Северного региона (общий вид, концептуальный проект)



Разработка проблемы захоронения РАО

Проблемой захоронения занимается с первых лет ее решения в России в течение более 25 лет. Выполнены технико-экономические исследования, разработки концептуальных решений могильников, оптимизационные и др. оценки различных способов захоронения. Реализацией этих работ является ГОСТ Р 52037-2003 и участие института в процессе создания нормативной базы России по проблеме захоронения РАО.

Проектные работы прошлых лет :

- **приповерхностные могильники траншейного типа, обустроенные системой защитных барьеров, запроектированные и построенные для захоронения РАО, образовавшихся в результате аварии на Чернобыльской АЭС при ликвидации ее последствий,**
- **проект опытно промышленной скважины, запроектированной для создания подземной лаборатории в скальной породе.**

В связи с проводимой Минатомом технической политикой, когда материальные ресурсы направлены на реализацию сооружений по переработке и временному хранению РАО, вопросы технических решений по захоронению исследуются пока по инициативе предприятий и отдельных инвесторов.

Разработка проблемы захоронения РАО (продолжение)

Выполняется по инициативе ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» разработка Северо-западного регионального центра для приповерхностного захоронения короткоживущих кондиционированных РАО в подземном могильнике в глине на небольшой глубине (50 – 70 м) (Ленинградская область).

Одним из перспективных типов конструкции подземного сооружения, является спиральное сооружение (рис. 13, 14) на основе типовых сечений туннельных выработок Санкт-Петербургского метрополитена. Конструкция запатентована.

Другим вариантом конструкции предложено сооружение с камерами большого объема (рис. 15). Особенность данной конструкции состоит в использовании в качестве помещений для размещения упаковок РАО конструкций по типу односводчатой станции Спортивная Санкт-Петербургского метрополитена.

Рис . 13 Концептуальный проект, общий вид
--Radioactive waste repository facility (spiral version)

- **1 – Distribution tunnel**
- **2 – Process shaft**
- **3 – Transport process tunnel**
- **4 – Storage of ionizing**
- **radiation sources**
- **5 – Laboratory**
- **6 – Expansion of construction**
- **7 – Storage and disposal bays**

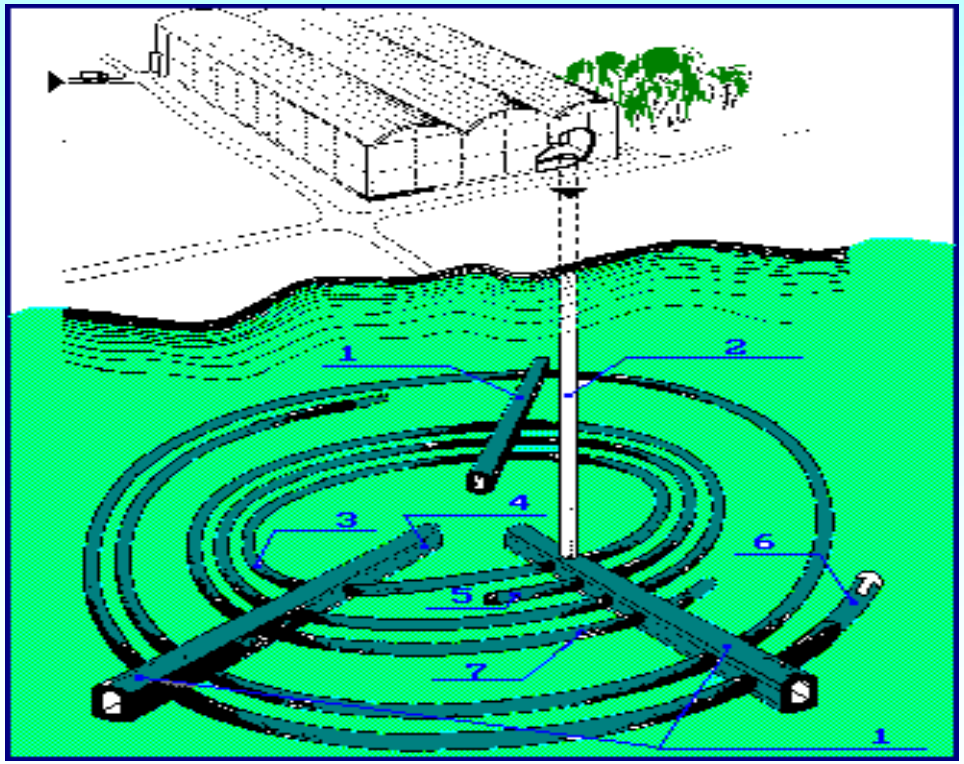


Рис. 14 - UNDERGROUND COMPLEX OF RADIOACTIVE WASTE REPOSITORY FACILITY (FRAGMENT)

Концептуальный проект. Фрагмент

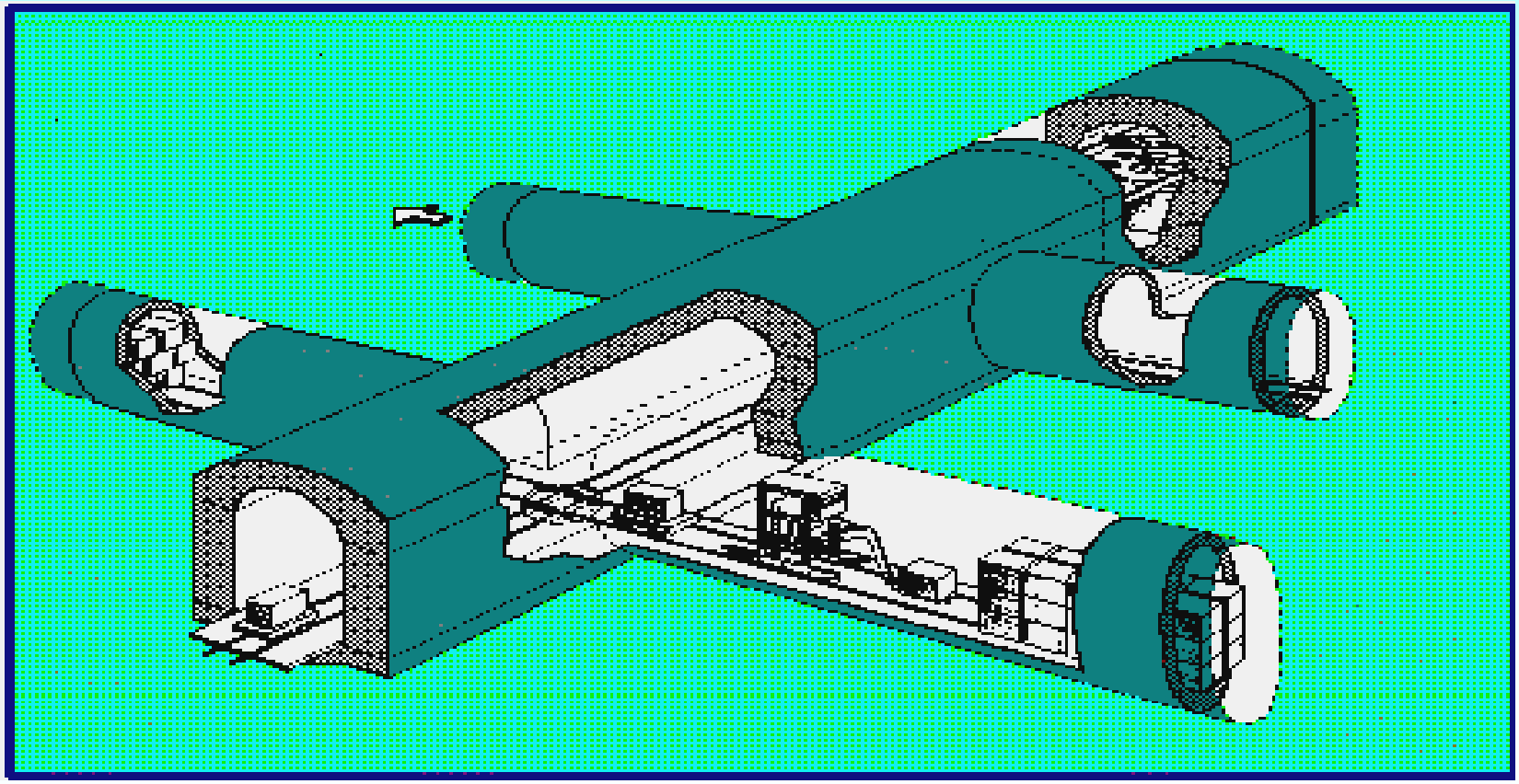
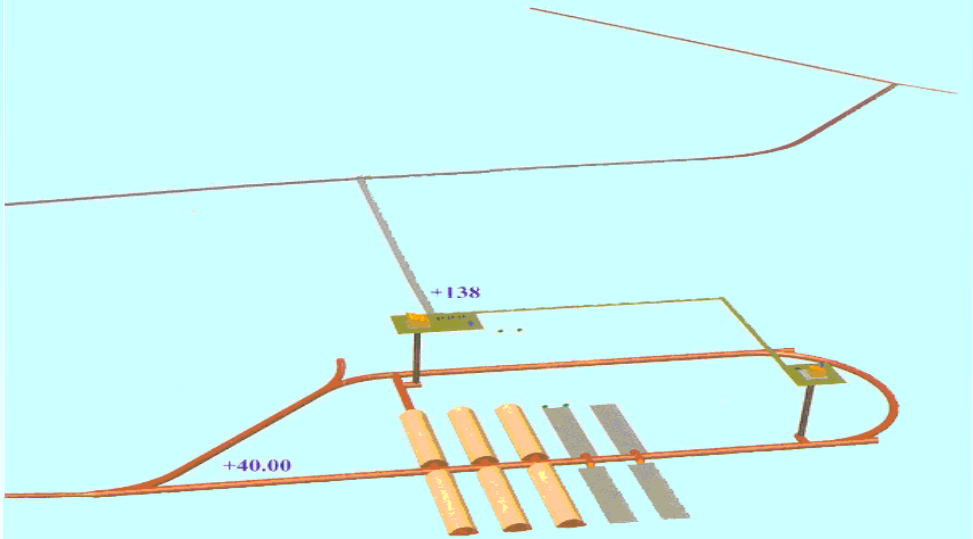
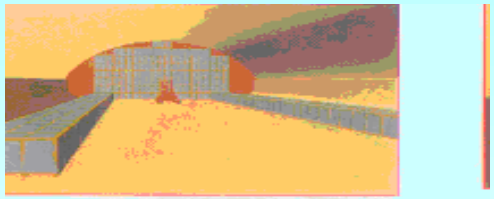
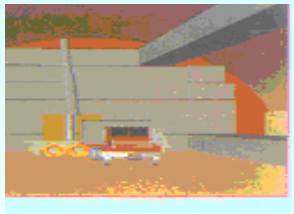
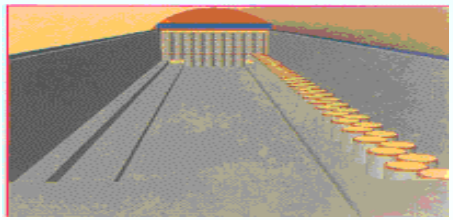


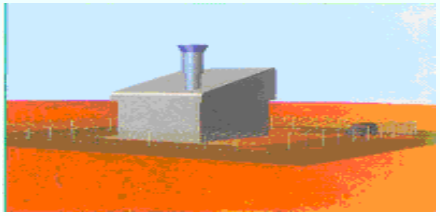
Рис. 15 - Подземное сооружение с камерами большого объема (концептуальный проект)

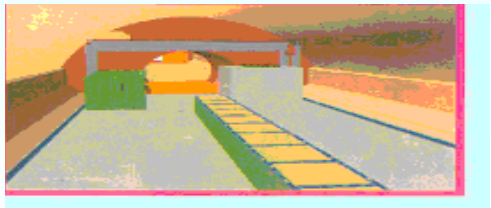












Разработка проблемы захоронения РАО (продолжение)

Работу планируется продолжить при участии Швеции. В планы входит разработка общей программы работ и подготовка Декларации о намерениях. Работа проводится при согласии Минатома РФ, местных органов власти субъекта Федерации и эксплуатирующей организации .

Второй работой является участие в проектировании приповерхностного могильника в вечно мерзлых породах на арх. Новая Земля. Проект выполнялся по инициативе ВНИПИПТ. Наш институт разрабатывал решения по наземной инфраструктуре (накопительная площадка). Проект прошел Международную экологическую экспертизу.

В 1999 - 2000 г.г. ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» разрабатывал совместно с Кольским горным институтом, фирмами BELGATOM и SGN концептуальный проект наземного комплекса площадки захоронения контейнеров с кондиционированными ТРО объектов Северного региона РФ. Размещение подземных могильников рассматривалось в скальных породах Балтийского щита на пяти площадках Кольского полуострова.

Выводы

ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ» имеет:

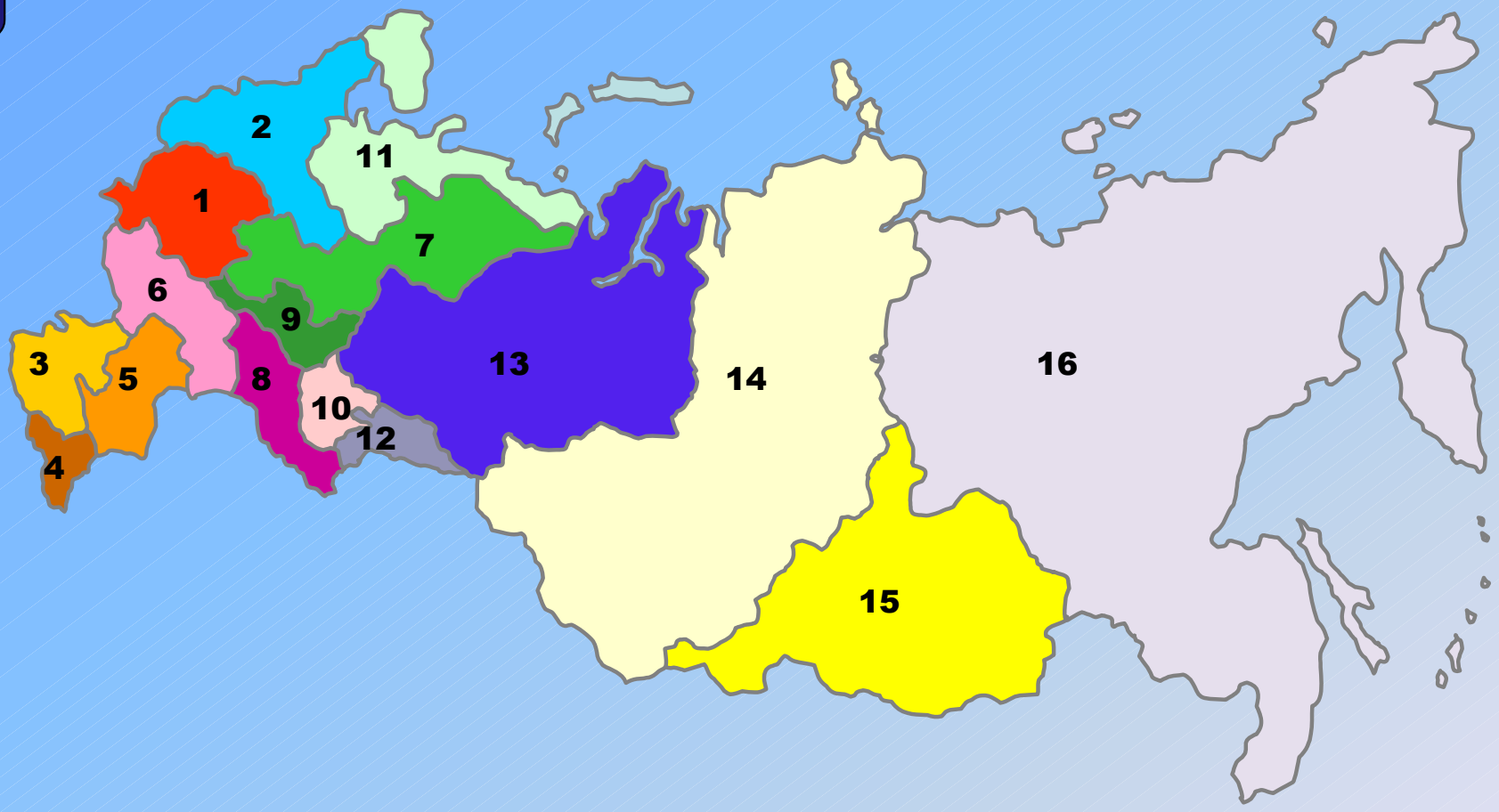
- **достаточный опыт разработки нормативной документации,**
- **достаточный опыт разработки проектных и др. работ,**
- **накопленные технические решения по кондиционированию, хранению и захоронению РАО,**
- **концептуальное видение решения проблемы захоронения РАО в России.**

Technologies of radioactive waste treatment. SIA “Radon” experience

T. Laschenova, S. Stefanovsky

State Unitary Enterprise Scientific and Industrial Association “RADON”, Moscow, Russia

RADON regional enterprises

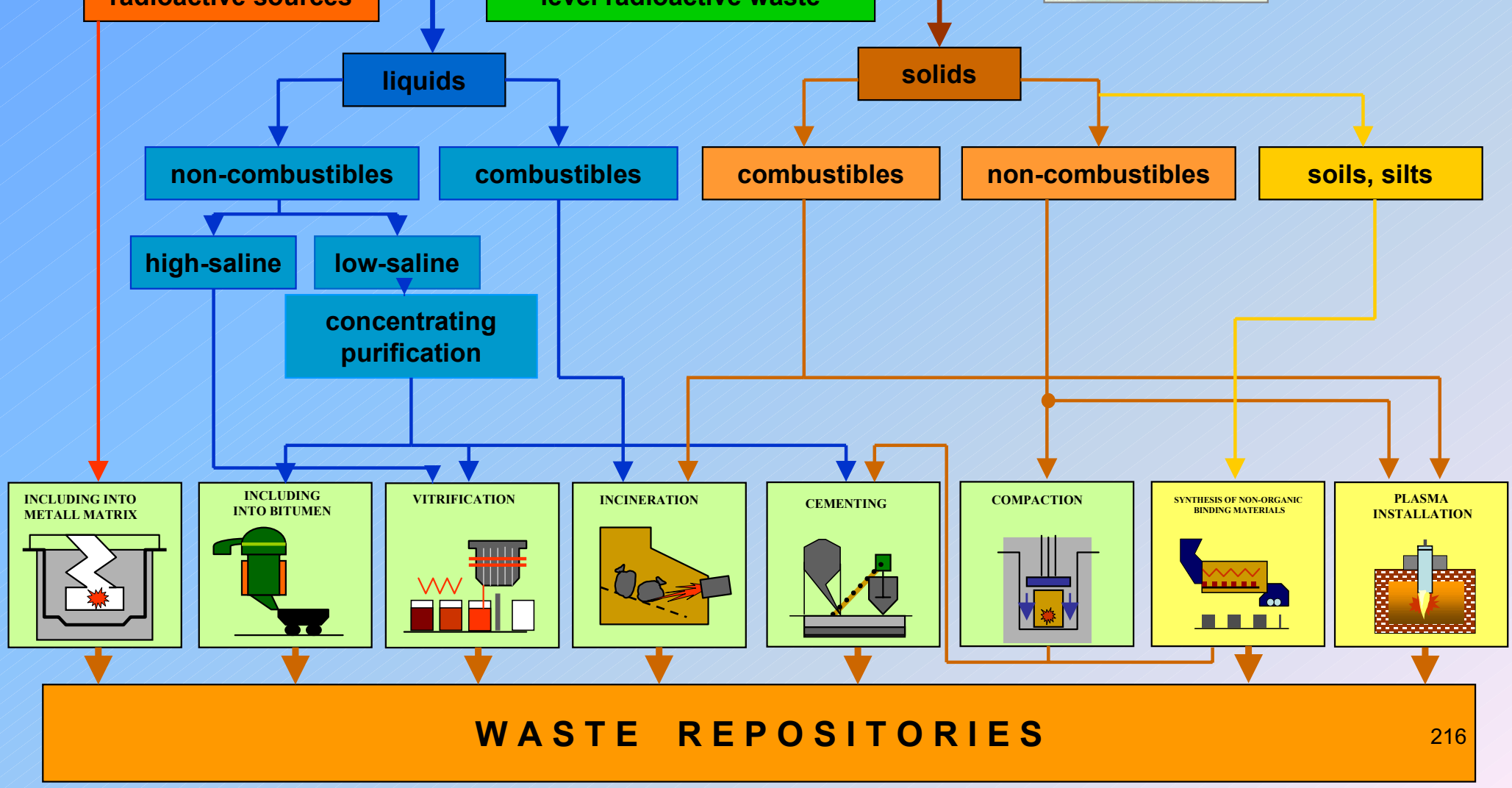


1-Moscow, 2-Saint-Petersburg, 3-Rostov-on-Don, 4-Grozny, 5-Volgograd, 6-Saratov, 7-Nizhni Novgorod, 8-Samara, 9-Kazan, 10-Ufa, 11-Murmansk, 12-Chelyabinsk, 13-Ekaterinburg, 14-Novosibirsk, 15-Irkutsk, 16-Khabarovsk

Region of services

- **Moscow, Moscow region and ten neighboring regions**
- **Population – more 40 millions**
- **Area – more 500 000 km^2**
- **More 2000 served enterprises**

Radioactive waste treatment scheme

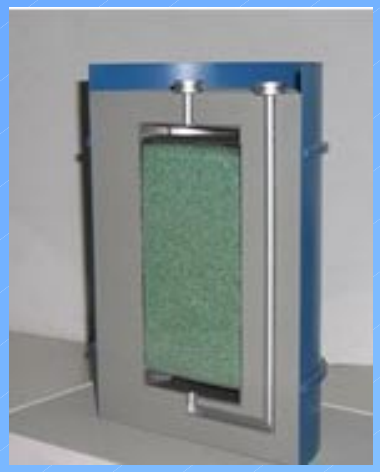


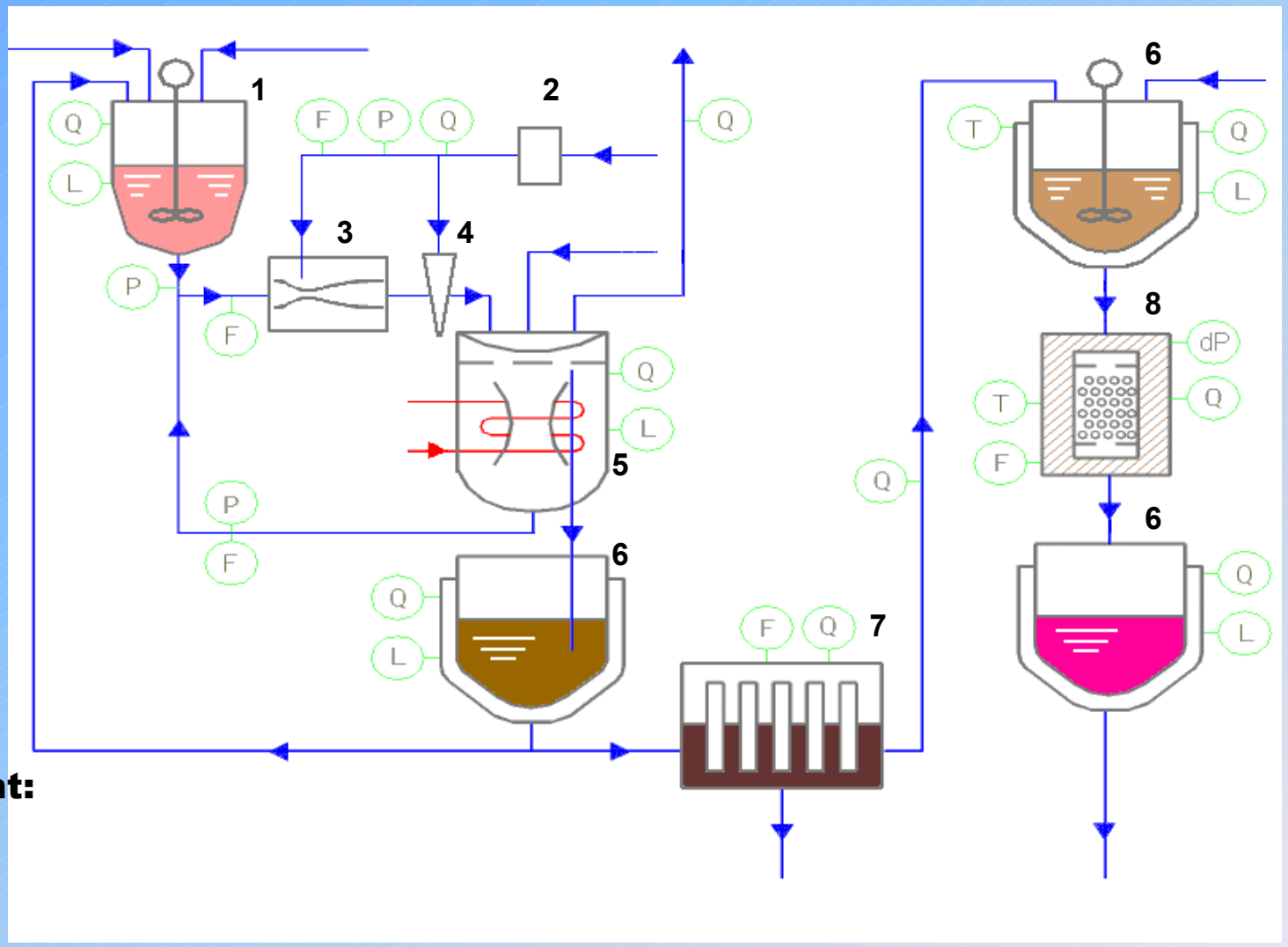
Mobile plant for liquid waste reprocessing

Productivity, m^3/h	0.5 – 2.0
Specific radioactivity of liquid waste for reprocessing, Bk/l	« $1x10^6$
Salinity of waste for reprocessing, g/l	« 30

Power consumption, kW	5 – 30
Weight, kg	500 - 5000

Flow chart of selective sorption

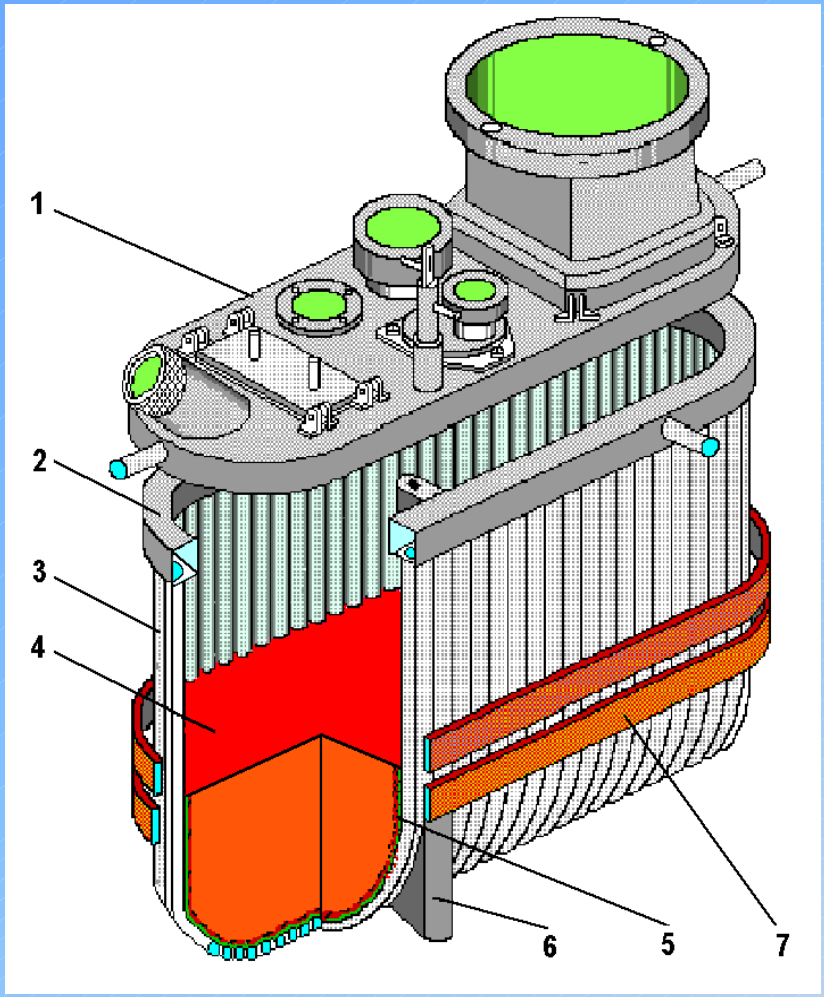




- separation from suspensions;
- preliminary treatment:
  - ozonation,
  - separation from residue,
- selective sorption of Cs

1- initial waste; 2 – ozonizer; 3 – ejector; 4- mixer;
5 – separator; 6- vessel; 7- filter; 8 – filter-container

Cold crucible melter



1 – lid; 2 – collector; 3 – water-cooled pipes;
4 – melted glass; 5 – skull; 6 – discharging unit;
7 - inductor

Vitrification plant parameters

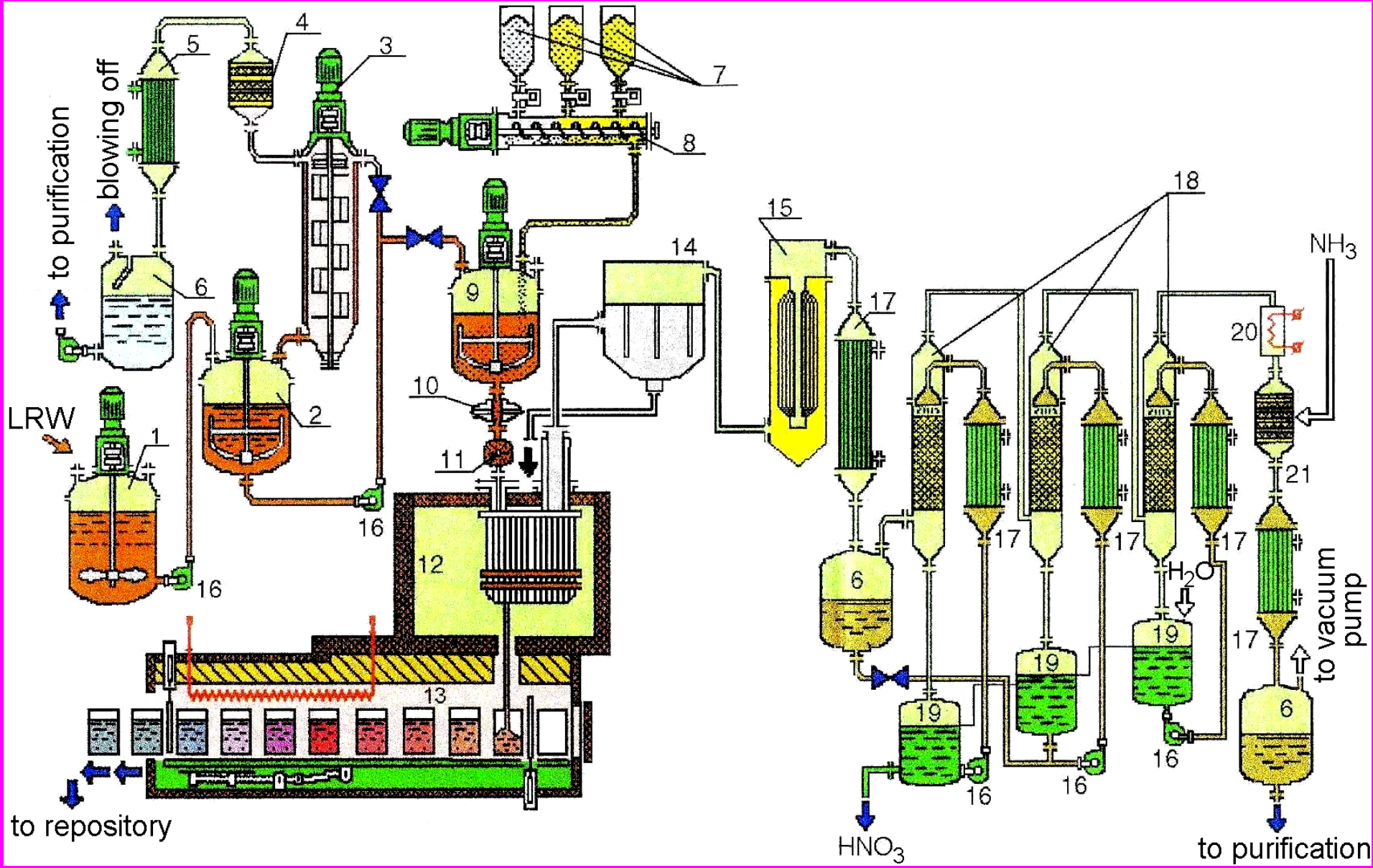
Facility characteristics

Specific capacity for glass, kg/h	up to 75
for LWR,m3/h	up to 0,3 (200kg/m^3)
Specific activity: -of initial LWR, Bq/l	up to 3.7*10^6
-of glass blocks, Bq/kg	6,3*10^6
Operating power, kW	1000

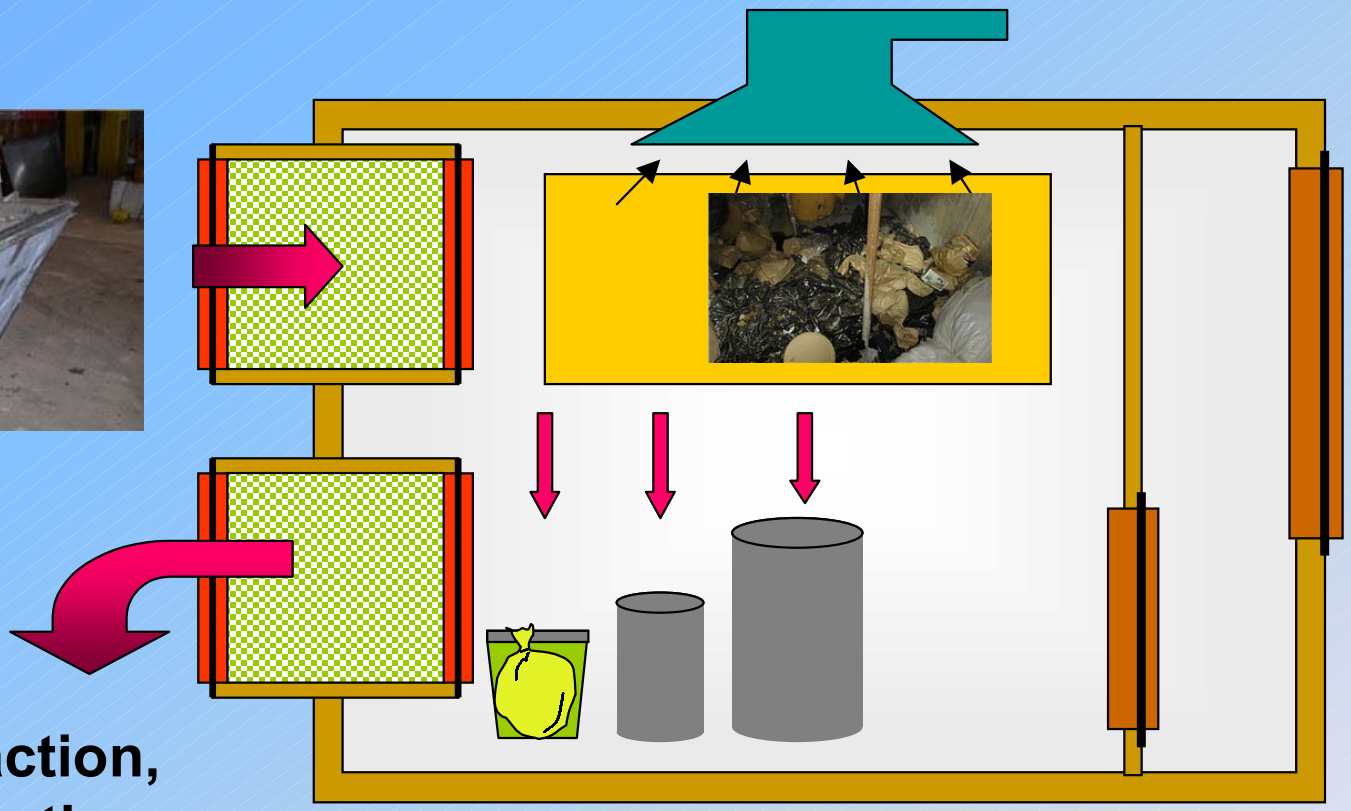
Melter characteristics

Capacity for glass, kg/hr	up to 25
Operating frequency, MHz	1.76
Generator's vibrating power , kW	160
Melting ratio, kW·h/kg of glass	5-6
Mass of melter with the glass, kg	130
Min. volume of glass in the melter, m^3	0.014
Dimensions of melter, mm	250*800*700

Vitrification plant flowsheet

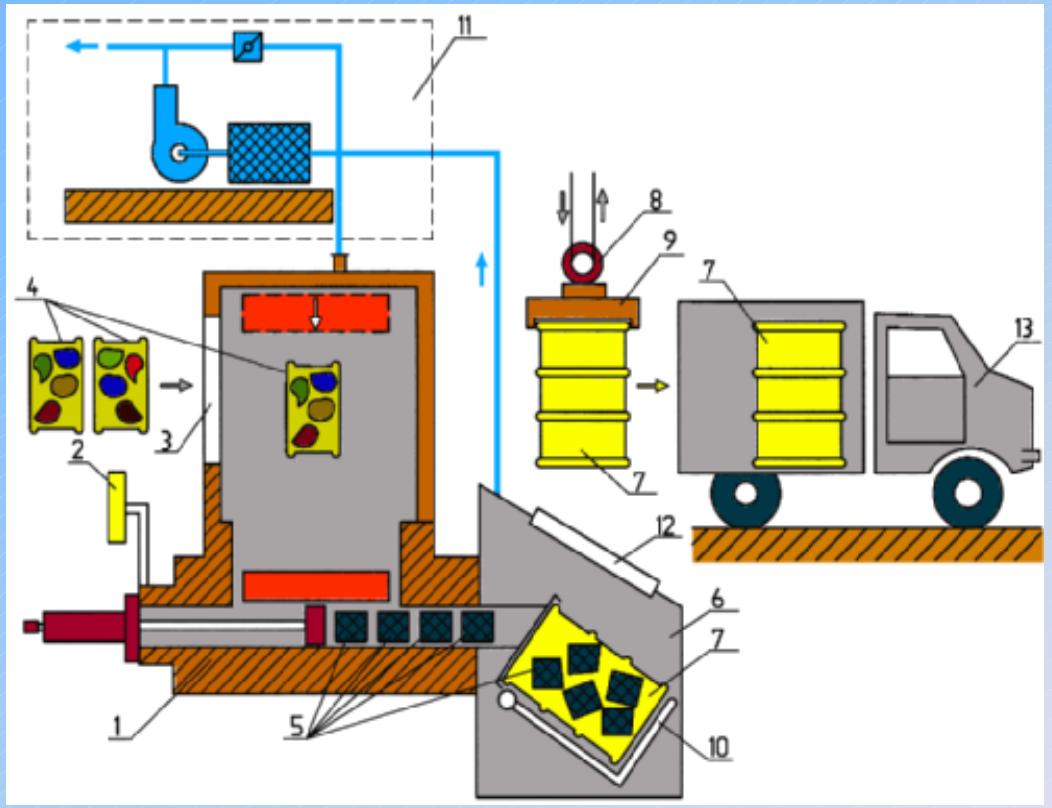


Sorting of solid waste
general decisions



compaction,
incineration,
conditioning

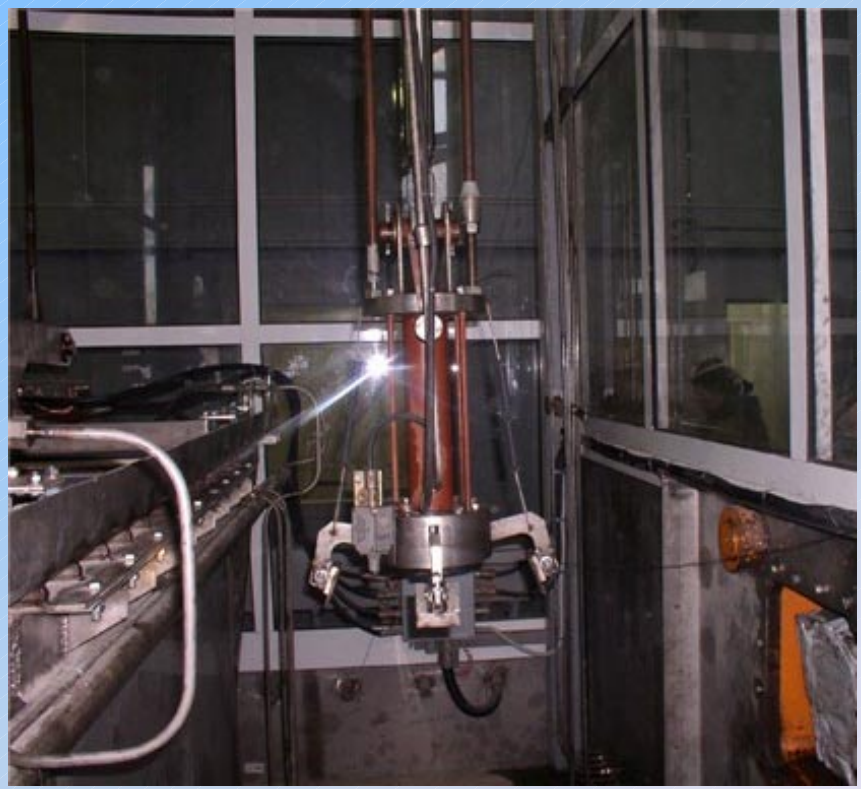
Compaction facility



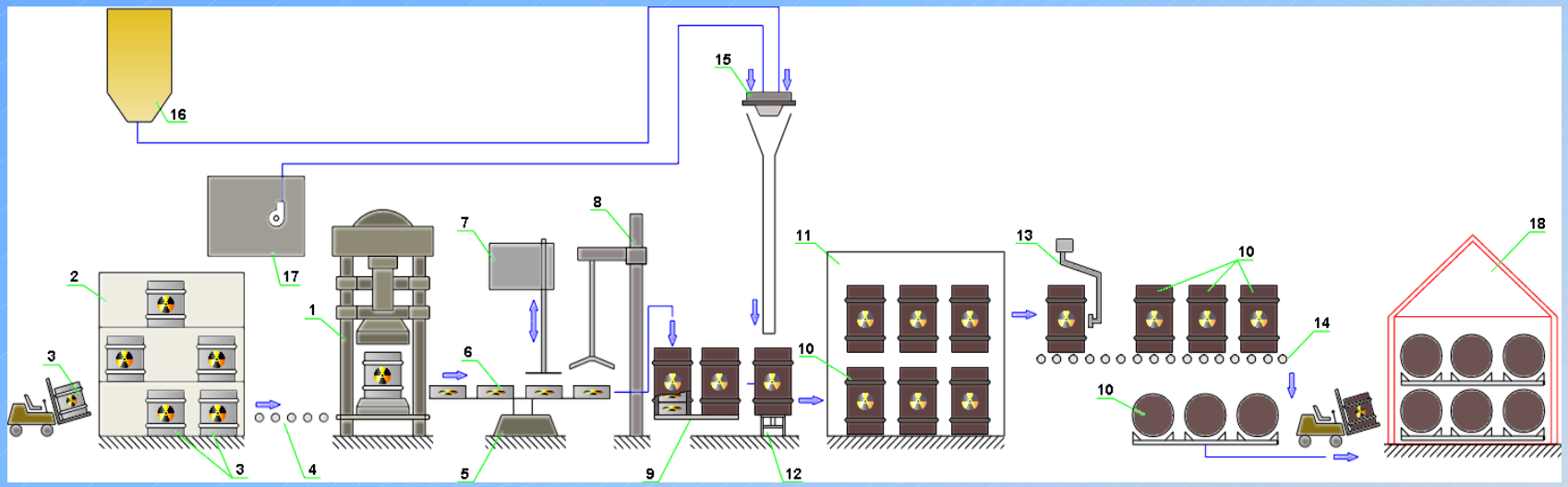
pressing strength - 100 tons;
productivity - up to 3 m^3 per hour.
volume reduction factor - 2 to 10

1 - press; 2 - control desk; 3 - charging hatch;
4 - initial waste; 5 - compacted waste;
6 - unloading chamber; 7 - metal container;
8 - hoist; 9 - clutch; 10 - turn-over device;
11 - gas purification system; 12 - unloading hatch;
13 - truck

Advanced compaction facility



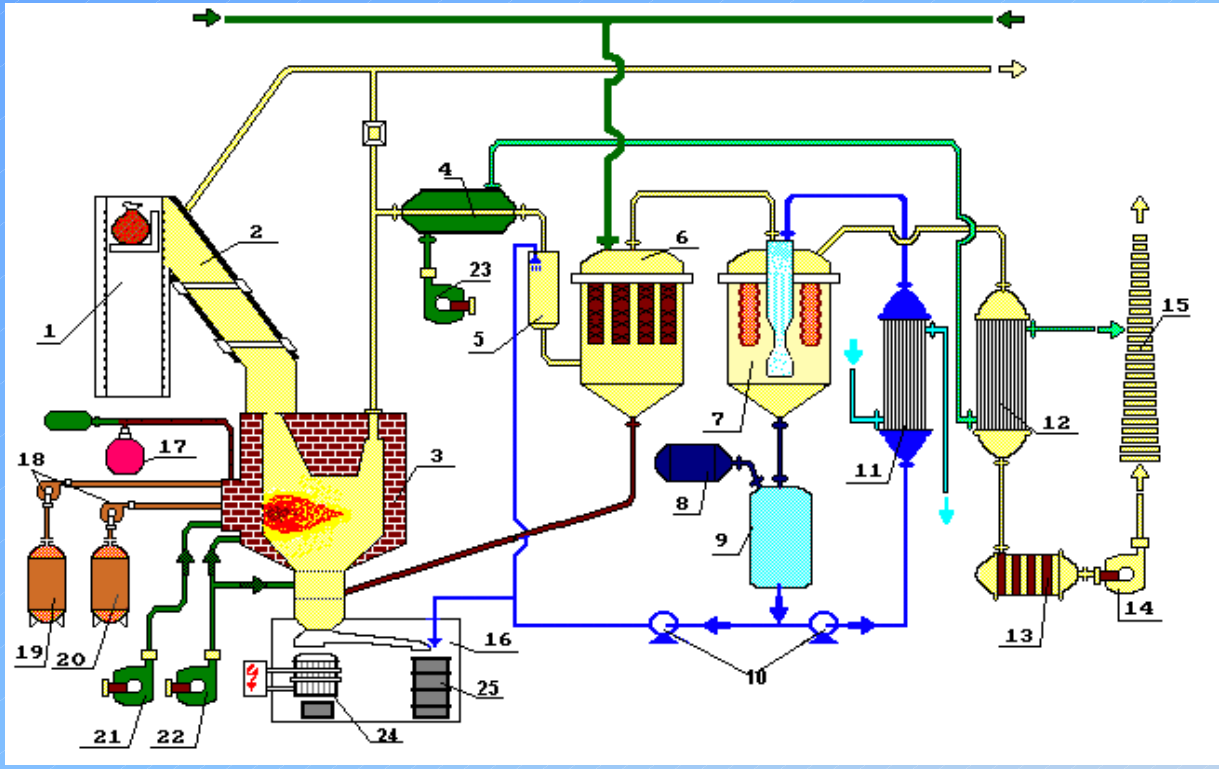
Supercompaction facility



a more wide range of compacted waste

total force of 1500 tons

Flow chart of incineration facility

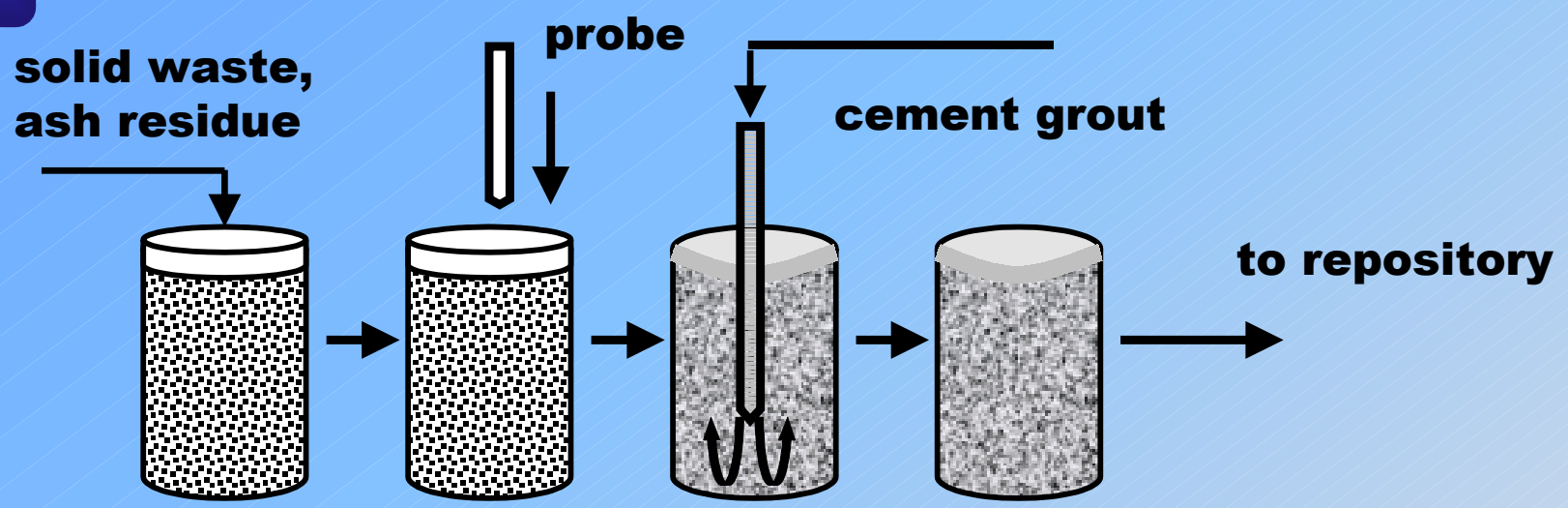


1-elevator, 2- charging unit, 3-furnace, 4,11,12- heat exchanger, 5- vaporizing heat exchanger, 14,21,22,23- fan, 6- coarse filter, 7- scrubber, 8,9 - vessel, 10,18- pump, 13- HEPA filter, 15-chimney, 16,24,25 –ash conditioning unit, 17- ignition unit, 19- fuel, 20-liquid combustible waste.

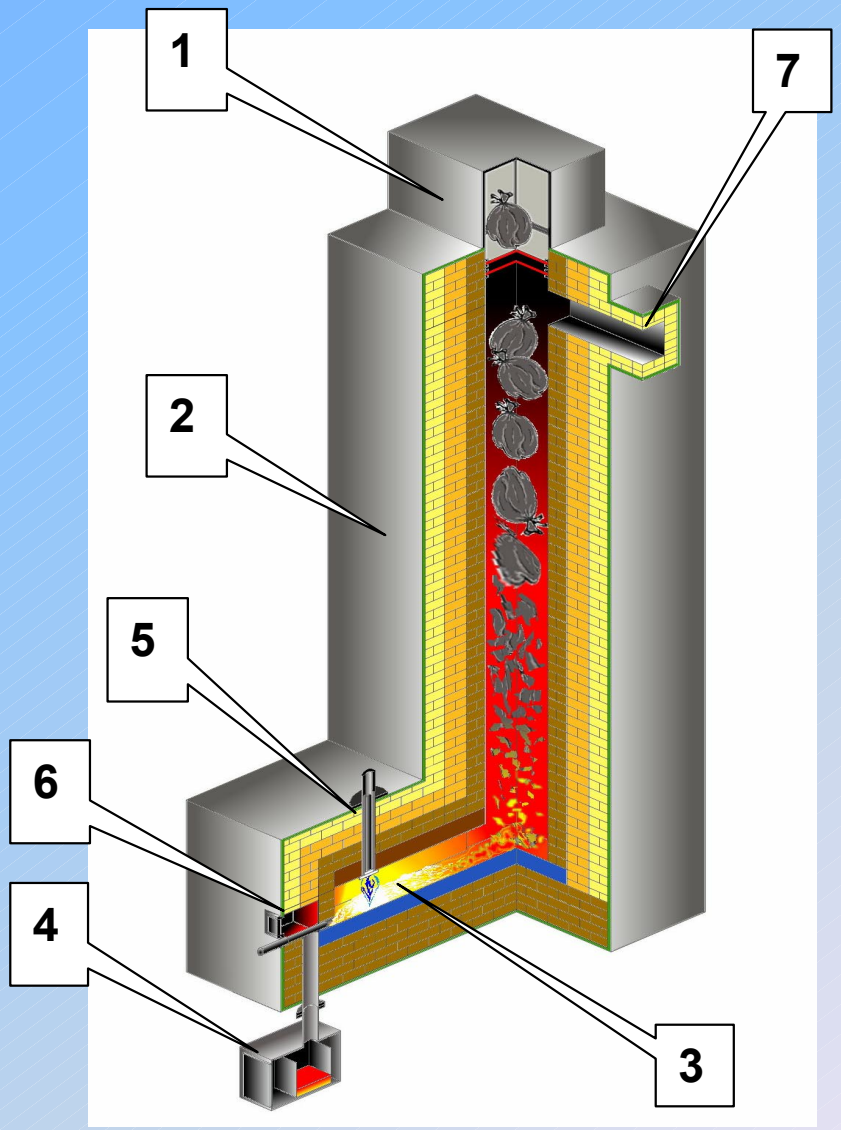
Incineration plant basic parameters

Parameter	Solid waste	Liquid waste
Capacity on waste	60 kg/h	20 l/h
Volume reduction factor	80-100	1000
Temperature in the incineration chamber, ^{o}C	900±50	
Efficiency of off-gases purification, %		
radioactivity	99,99	
aerosols	99,99	
HCl	98,00	
SOx	90,00	
NOx	80,00	

Cementation of ash residue

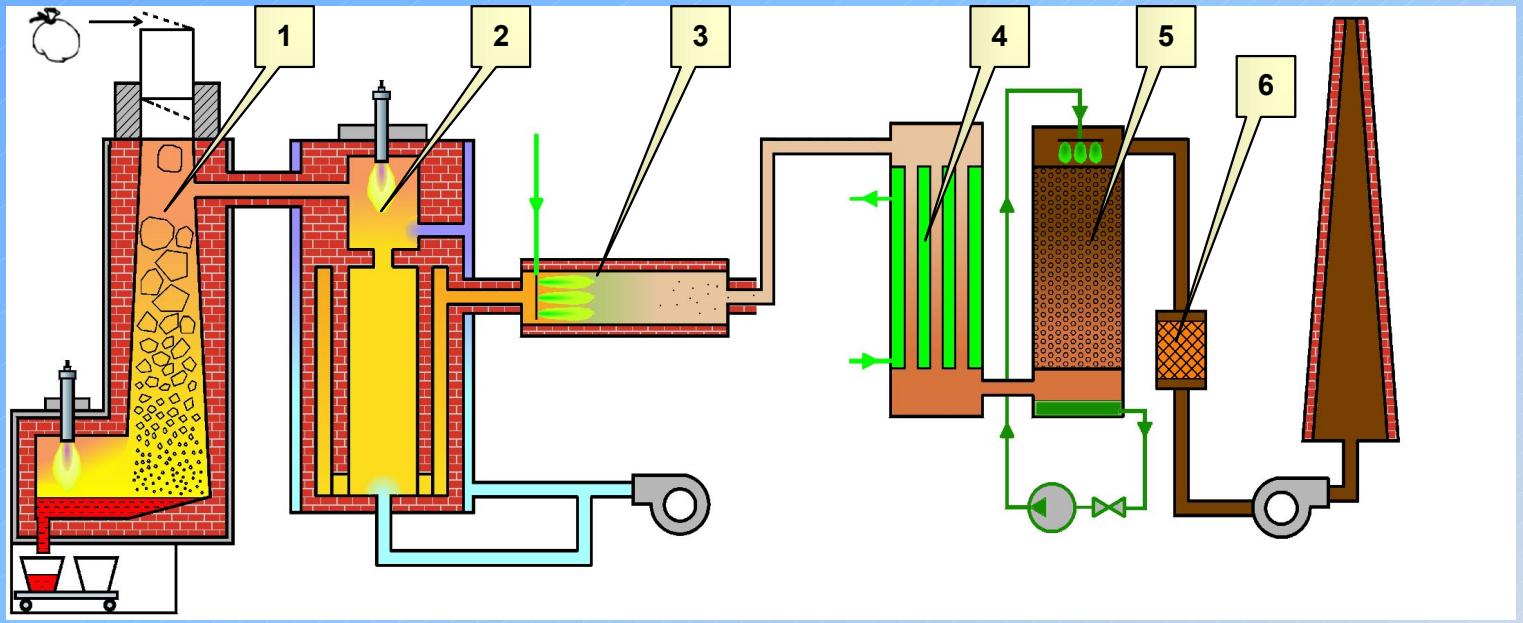


Plasma-heated shaft furnace



1 – loading unit; 2 – shaft; 3 – melter;
4 – receiving box of the slag melt;
5 – plasma torch; 6 – stopper; 7 – pyrogas outlet

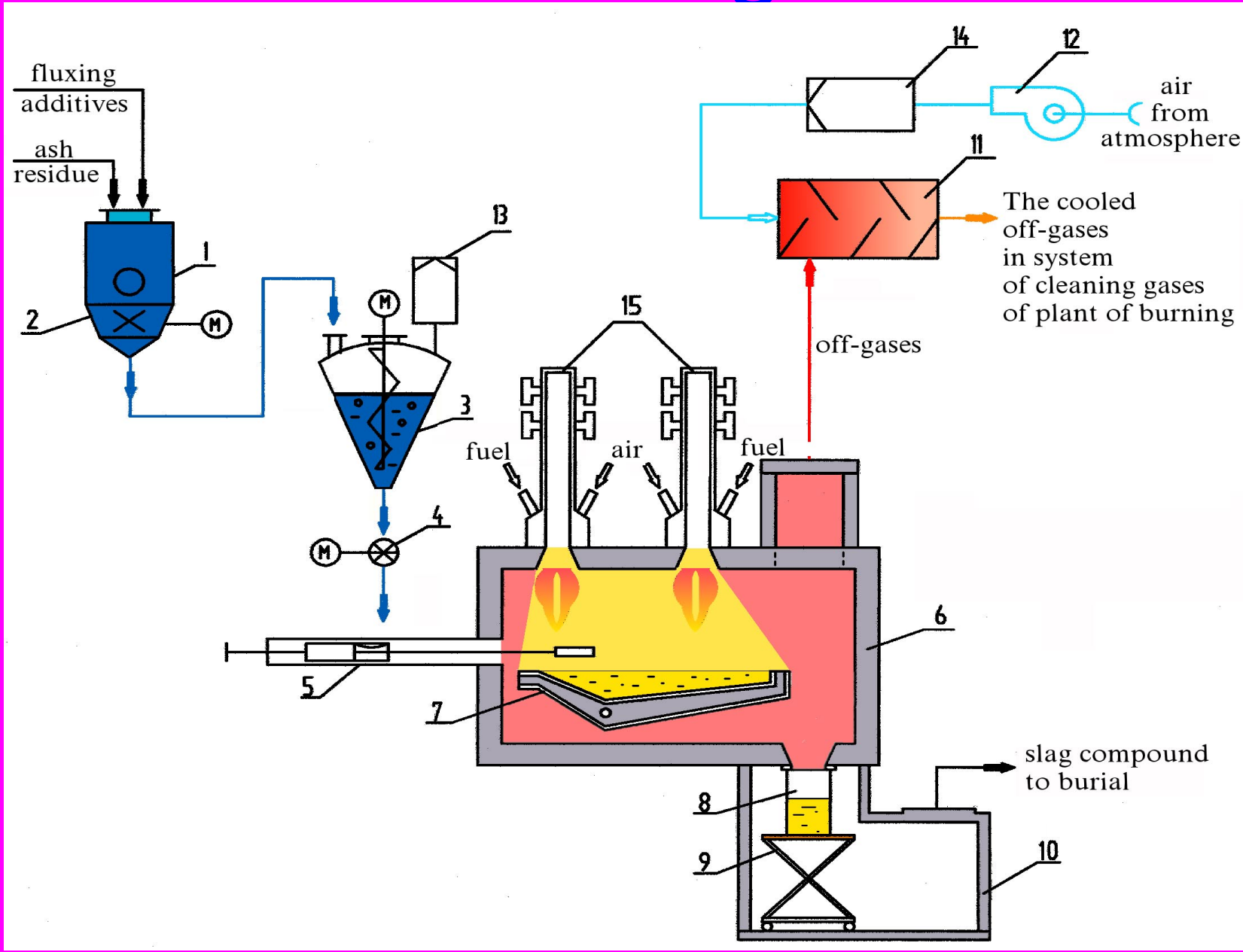
Flow chart of plasma plant



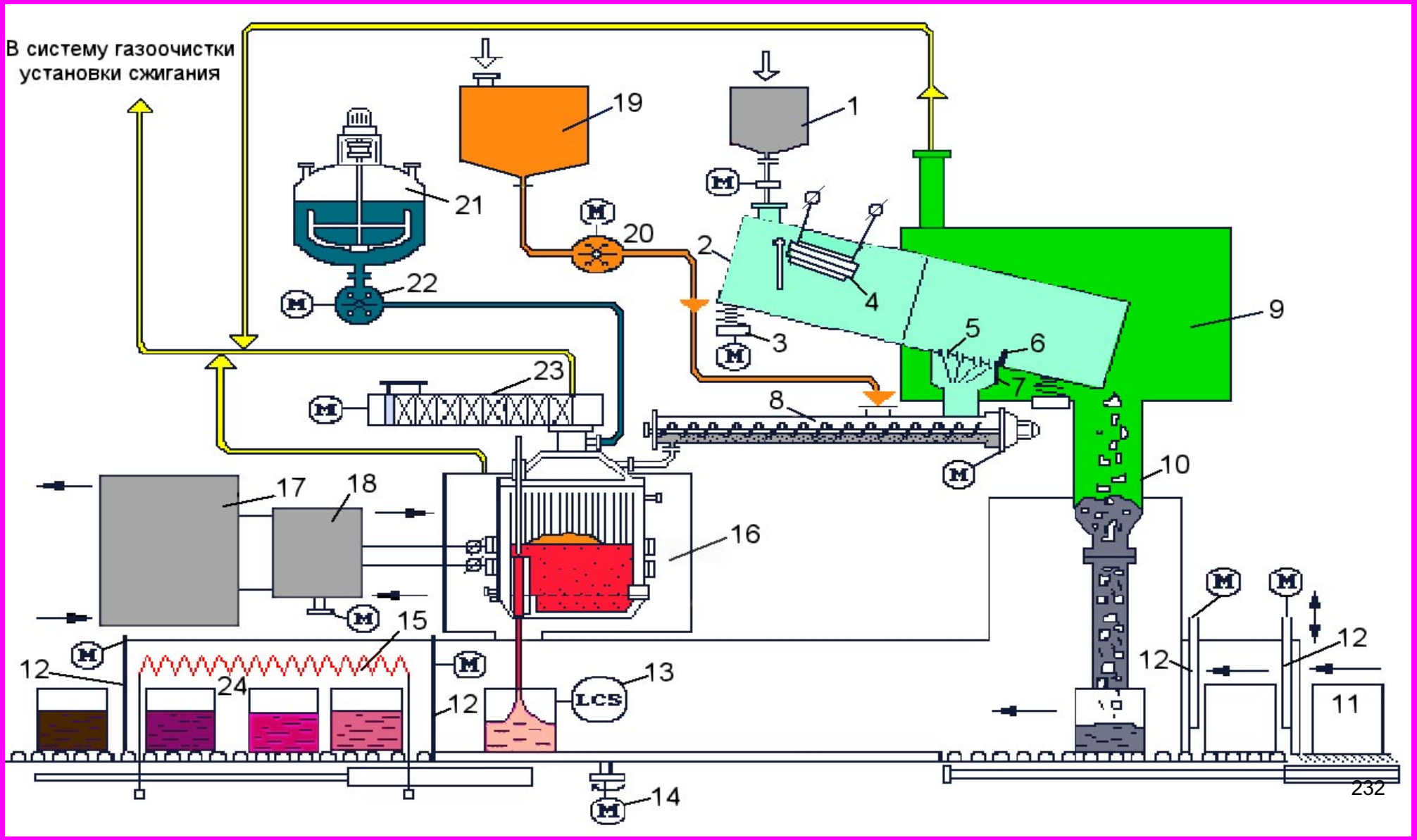
1- shaft furnace; 2- afterburner;
3 – evaporating heat exchanger;
4 - heat exchanger; 5 – scrubber;

6 – HEPA filter

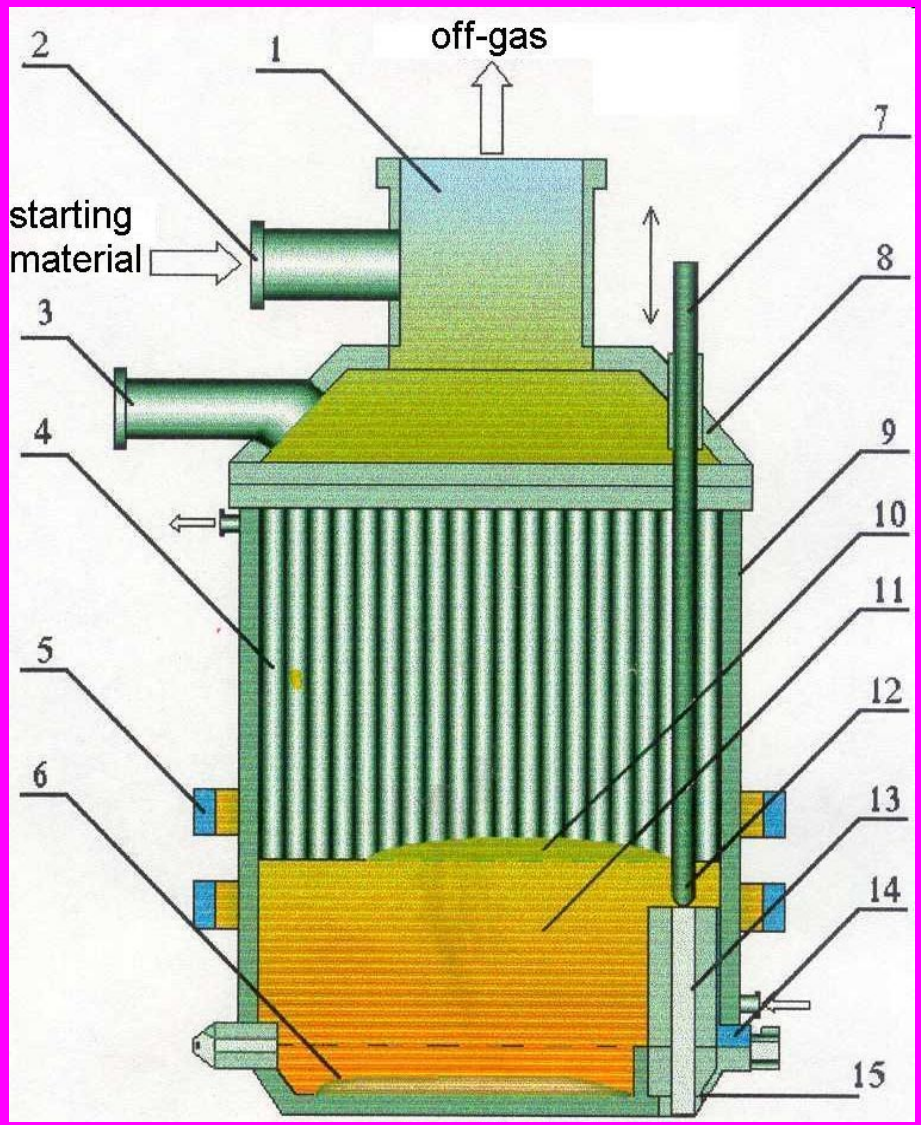
Plasma melting unit

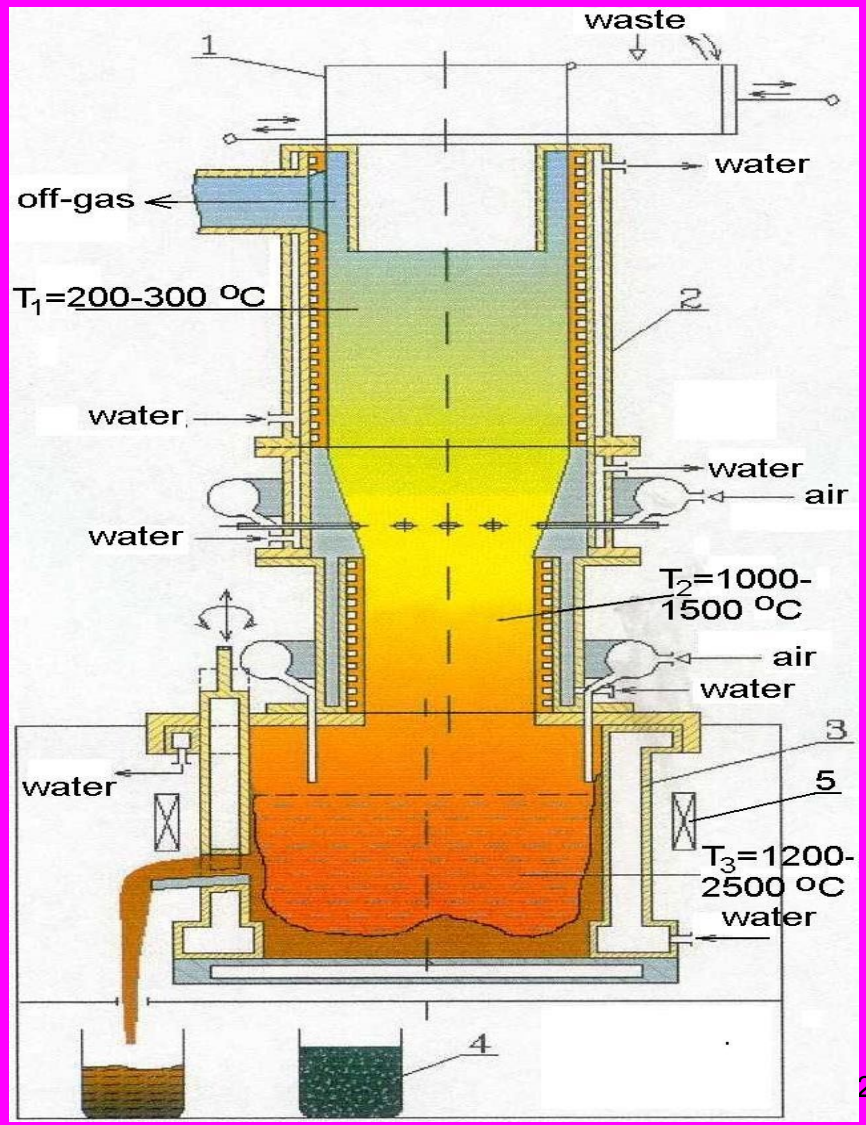


Cold crucible melting of solid wastes



Combined cold crucible --shaft furnace unit



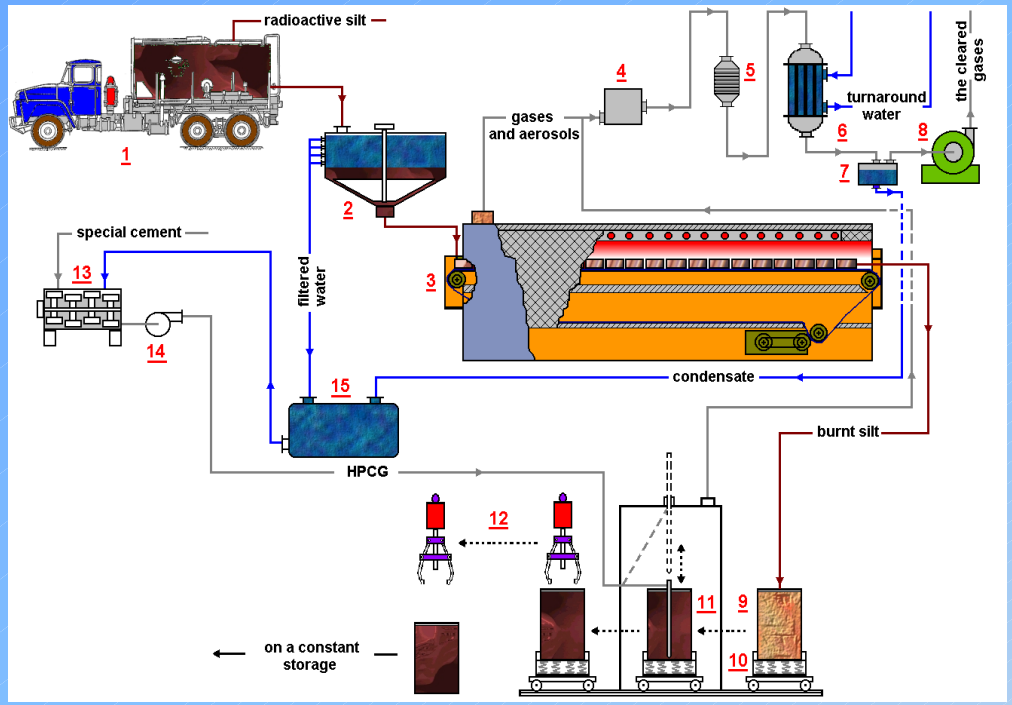


Distinguishing feature of technology

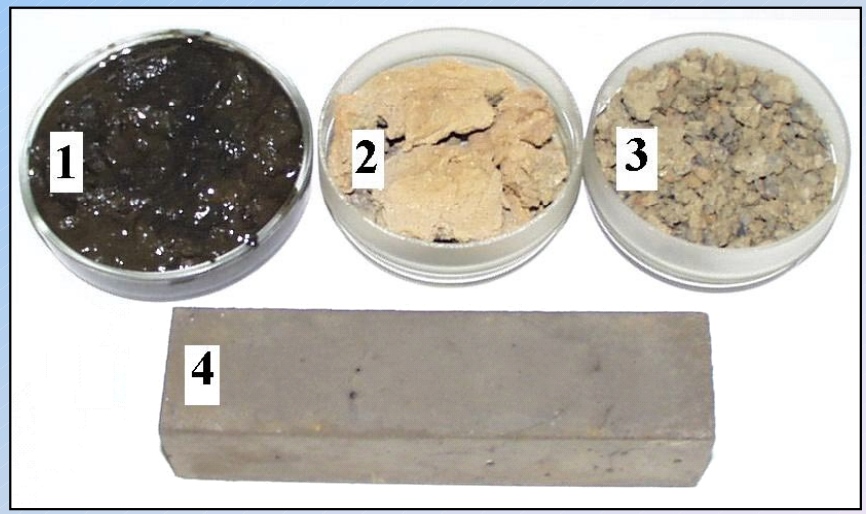
Plasma plants parameters

Parameter	"Pyrolis"	"Pluton"
Solid waste capacity, kg/h	40-50	200-250
Overall dimensions, m	$8 \times 8 \times 10$	$12 \times 18 \times 12$
Number of plasmatrones	1	2
Electric power of plasmatrone, kW	70-120	100-150
Time to get steady-state conditions, h	3-4	6-8
Specific power expenses, kW·h/kg	1-2	0.5-1

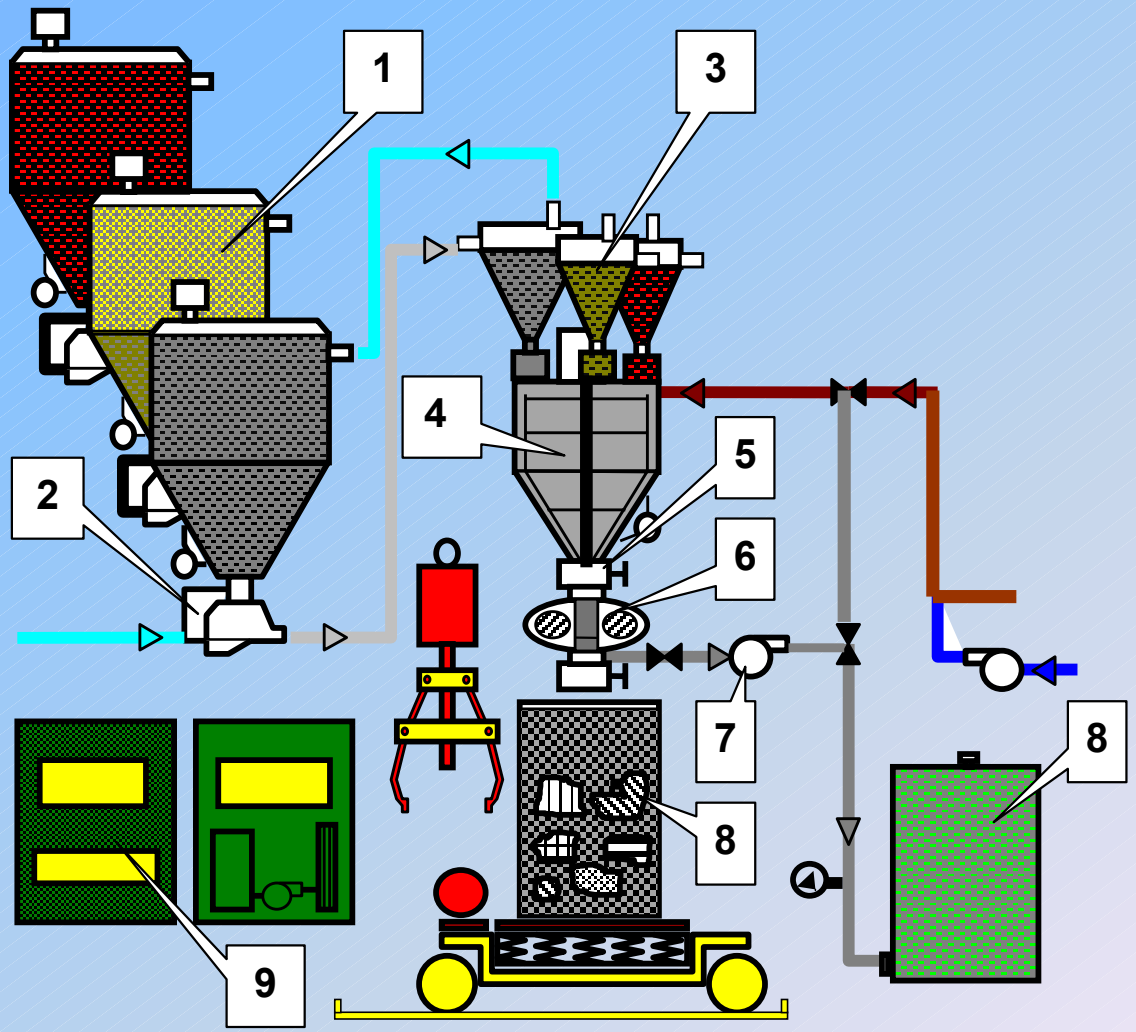
Silts and soil treatment



1. Silt suction machine.
2. Filtration unit.
3. Furnace unit.
4.-8.Units of gas purification system.
9. Receiving container.
10. Transport bogie.
11. Cementation unit.
12. Hoisting device.
13.-15. Unit for high-penetrating cement grout (HPCG) preparation.



Cementation facility

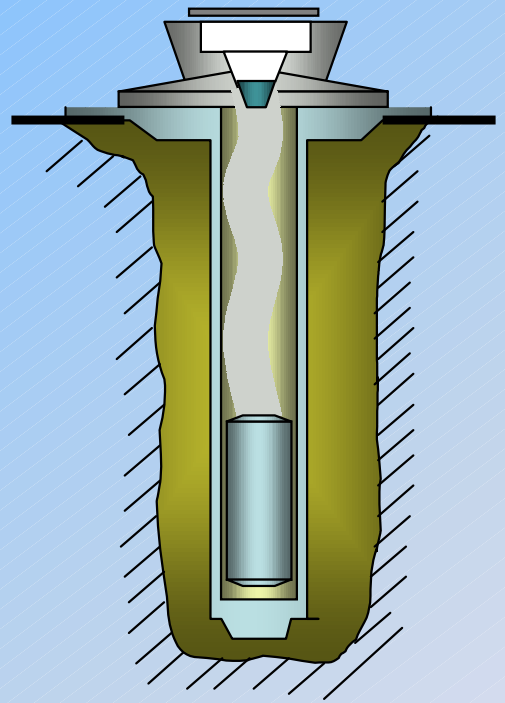


Capacity is up to 1,0 m3/h
Water-cement ratio is 0,4-0,8.

1- storage bunker; 2- ejector; 3 - service bunker;
4 – mixer; 5- hose-type valve; 6 – vortex mixer;
7 – batcher pump; 8 – container with solid waste;
9 – control desk

Spent radiation sources conditioning

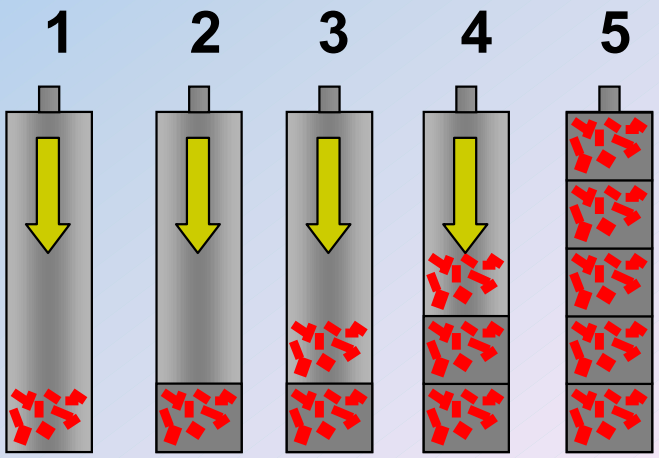
Mobile plant for including spent sealed radiation sources into metal matrix



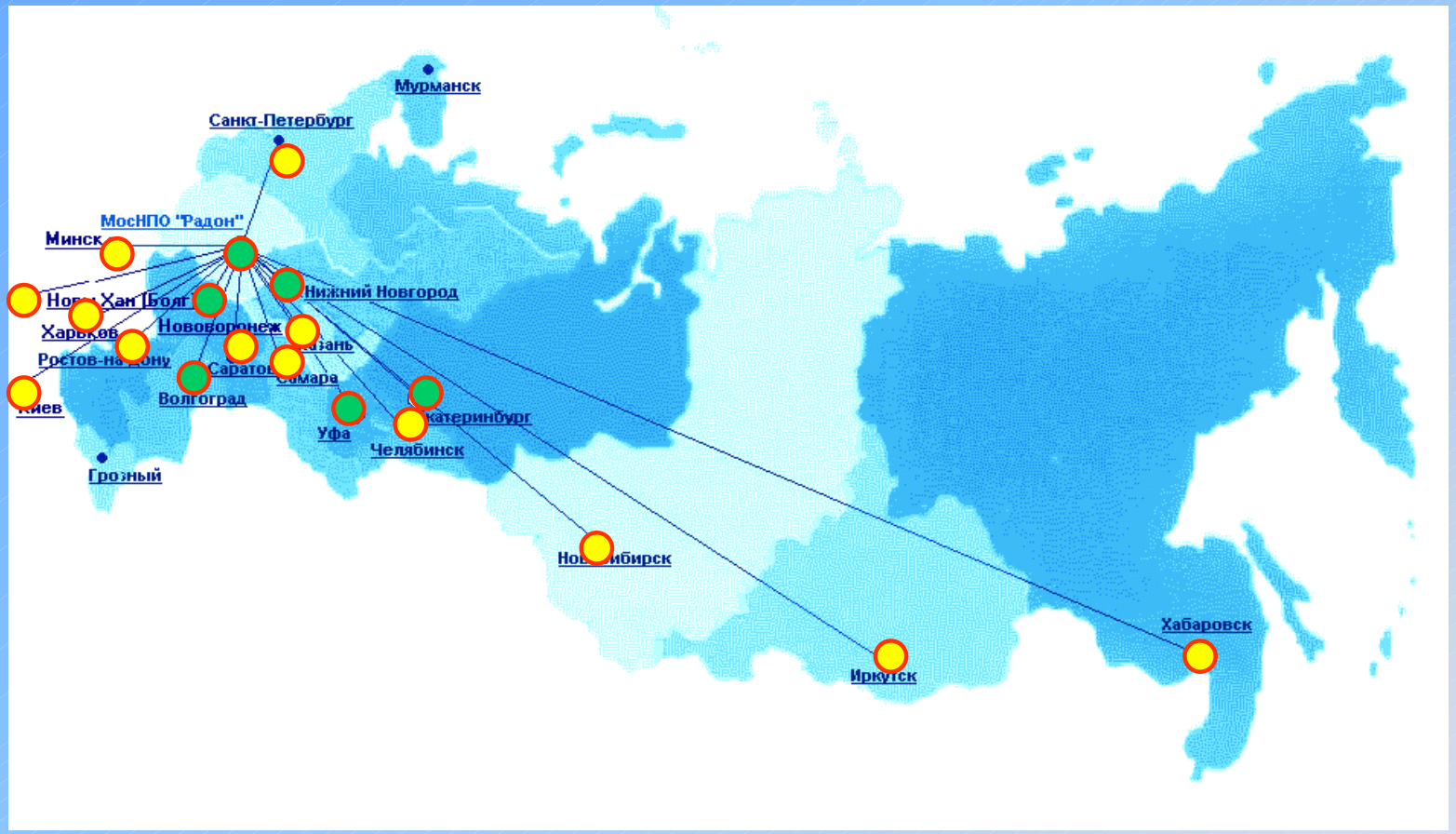
Matrix material
- alloys on the base of lead

Temperature of melt
≤ 500 °C

1 – drying
2 – melt filling up
3 - sources loading
4 - melt filling up
5 – filled repository



Disposition of borehole repositories and their status

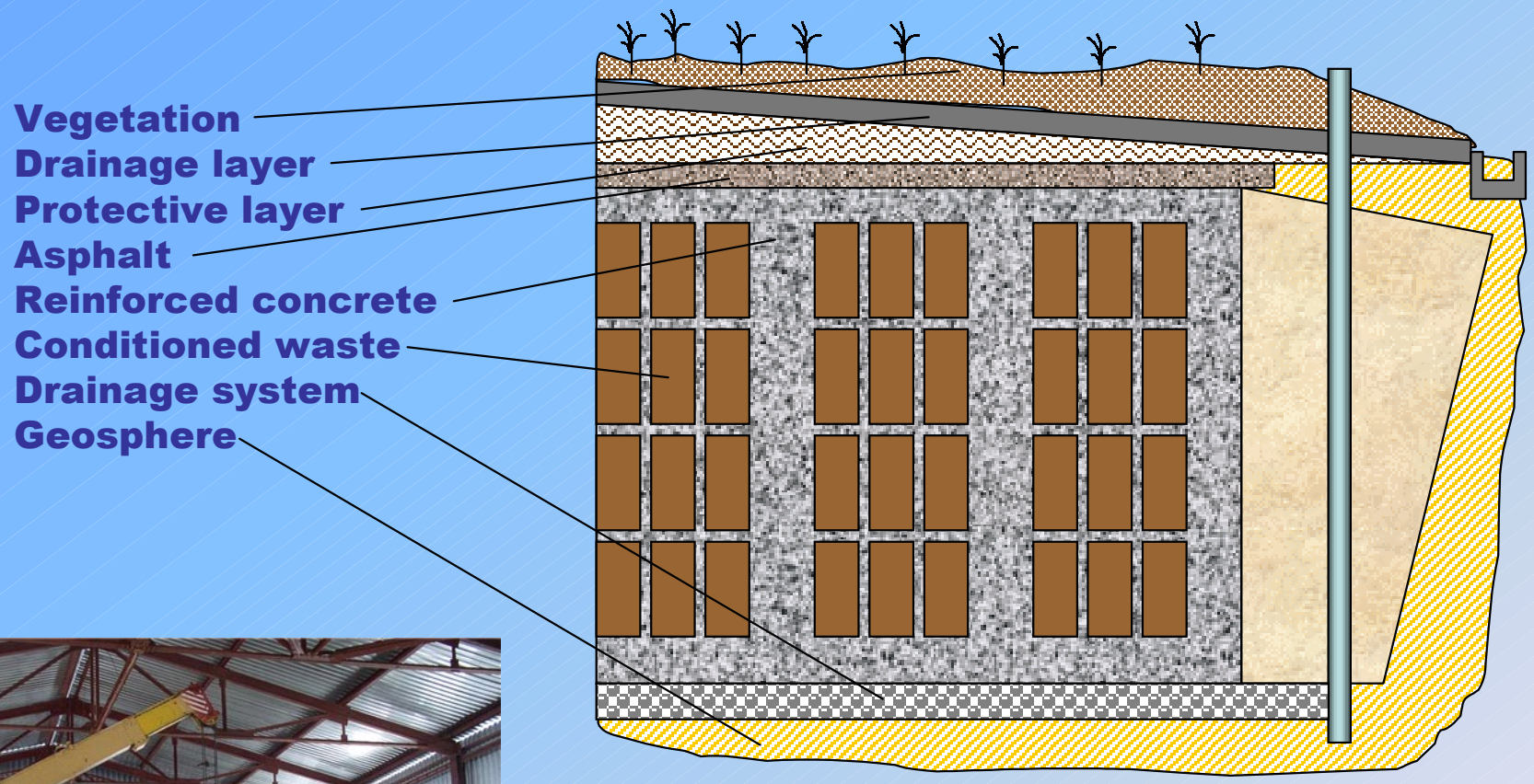


Repositories are inspected

SRS's in repositories are immobilized in metal matrix

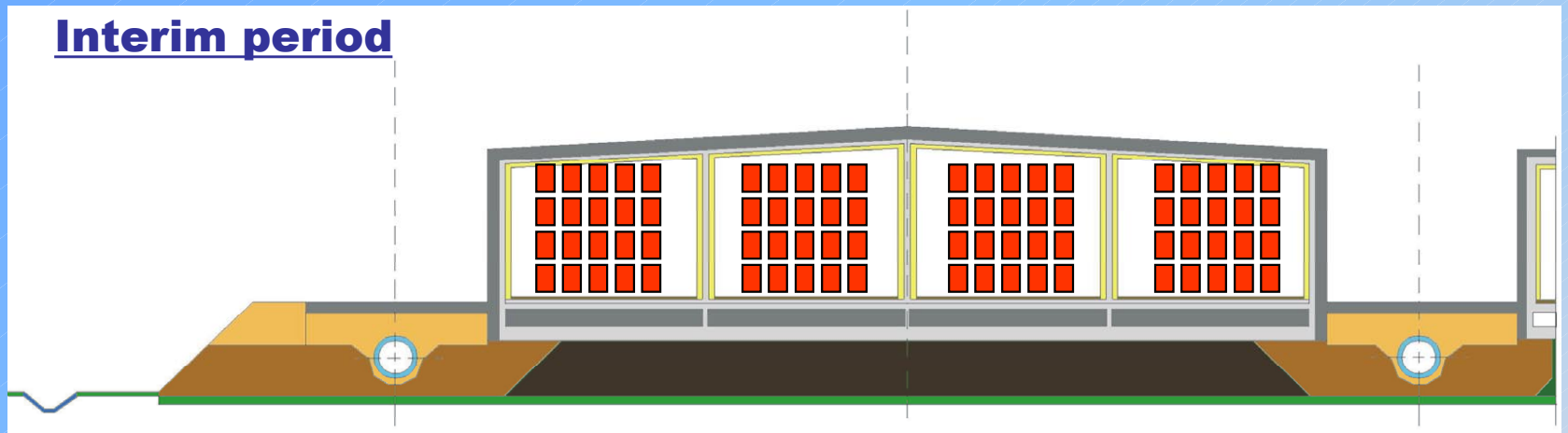
Container for radioactive waste disposal

Repository for conditioned waste

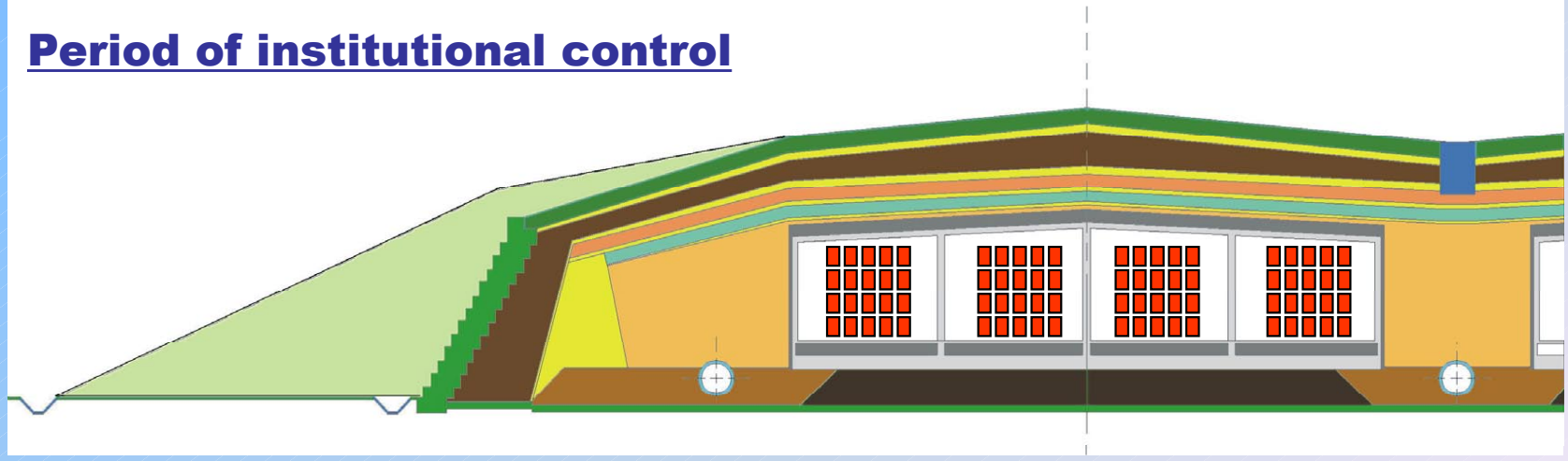


Advanced repository for conditioned waste

Interim period



Period of institutional control



Боросиликатные стёкла различного химического состава для остеклования (отверждения) жидких высокоактивных отходов, содержащих альфа-радионуклиды и серебро

Профессор Ян Л. Пегг

Лаборатория стеклообразного состояния
Американский Католический Университет
г. Вашингтон, Округ Колумбия, США

16 – 18 февраля 2004г.

Borosilicate Glasses and Chemistries for Solidifying Liquid High-Alpha Radionuclides and Silver-Containing Waste Streams

Ian L. Pegg

Vitreous State Laboratory
The Catholic University of America
Washington, DC

February 16-18, 2004

Outline

- Introduction to the Vitreous State Lab
- Waste stream origin and composition
- Factors affecting waste loading and, therefore, the size of the vitrification unit required
- Issues with respect to silver incorporation in glass
- Overview of silver solubility range and key compositional factors
- Summary and conclusions

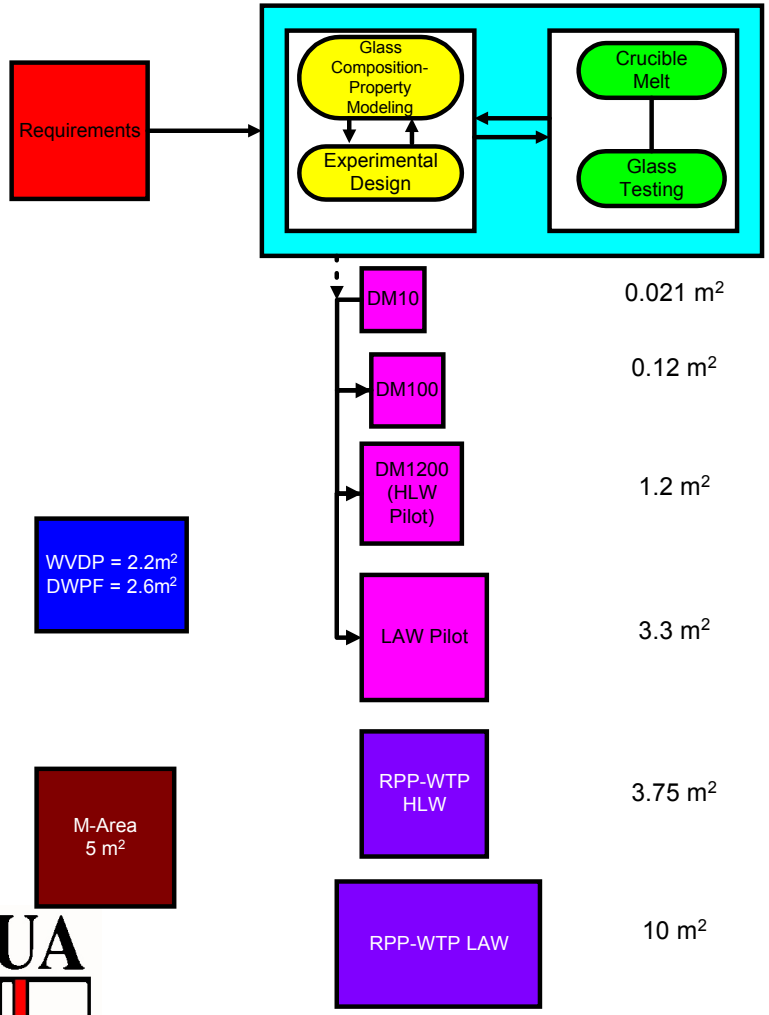
Vitreous State Laboratory

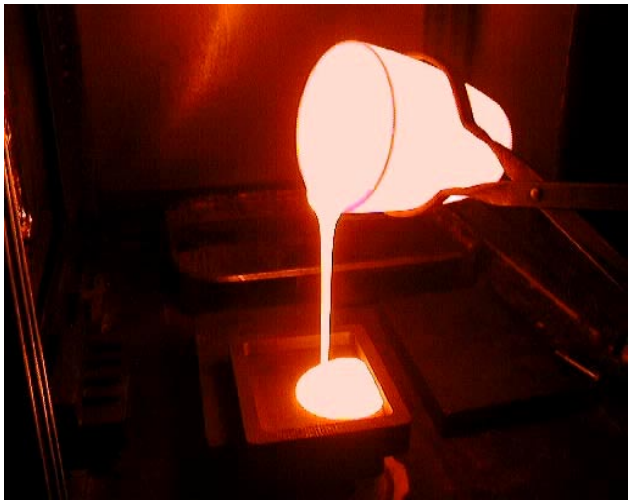
- Interdisciplinary R&D Program
- Modern 55,000 ft^2 facility
- Over 35 years of bringing materials science/glass chemistry and physics to technological applications
- Licensed/Permitted for radioactive and hazardous waste
- NQA-1, DOE/RW-0333P, and SW846-Based QA Program
- Extensive chemical, physical, and materials characterization and pilot-scale testing facilities
- Currently, the principal vitrification development and testing organization for the US Hanford site

CUA

Duratek

Vitrification Test Scale-Up





Am-Containing Waste from MOx Process

- US-Russian facilities for conversion of Pu to MOx fuel will produce Am-containing waste
- US MOx plant will stabilize this waste in cement-based waste form
- 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

CUA

Duratek

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
  - Drop out in melter – 29 L/yr

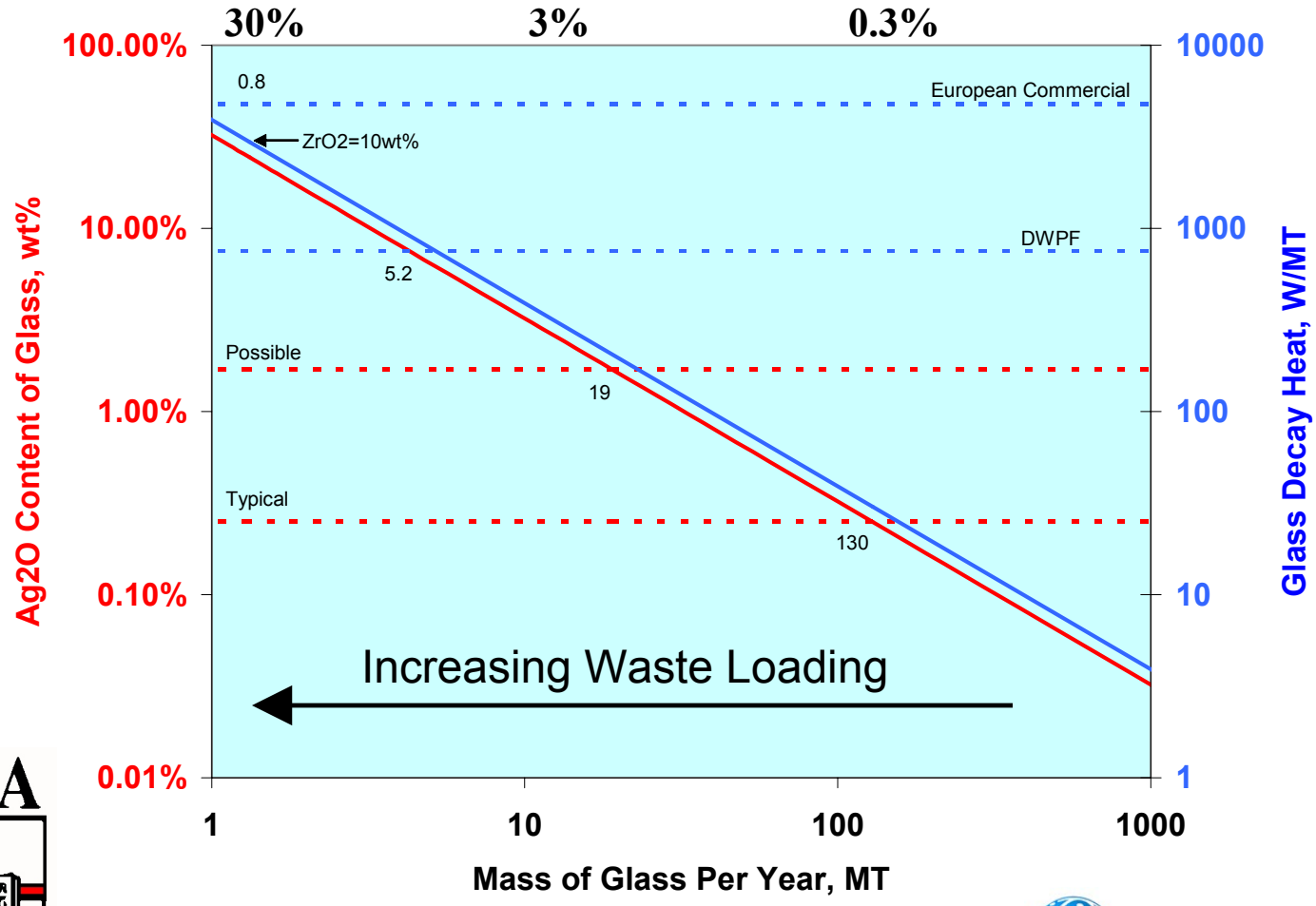
Impact of Silver Removal

	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

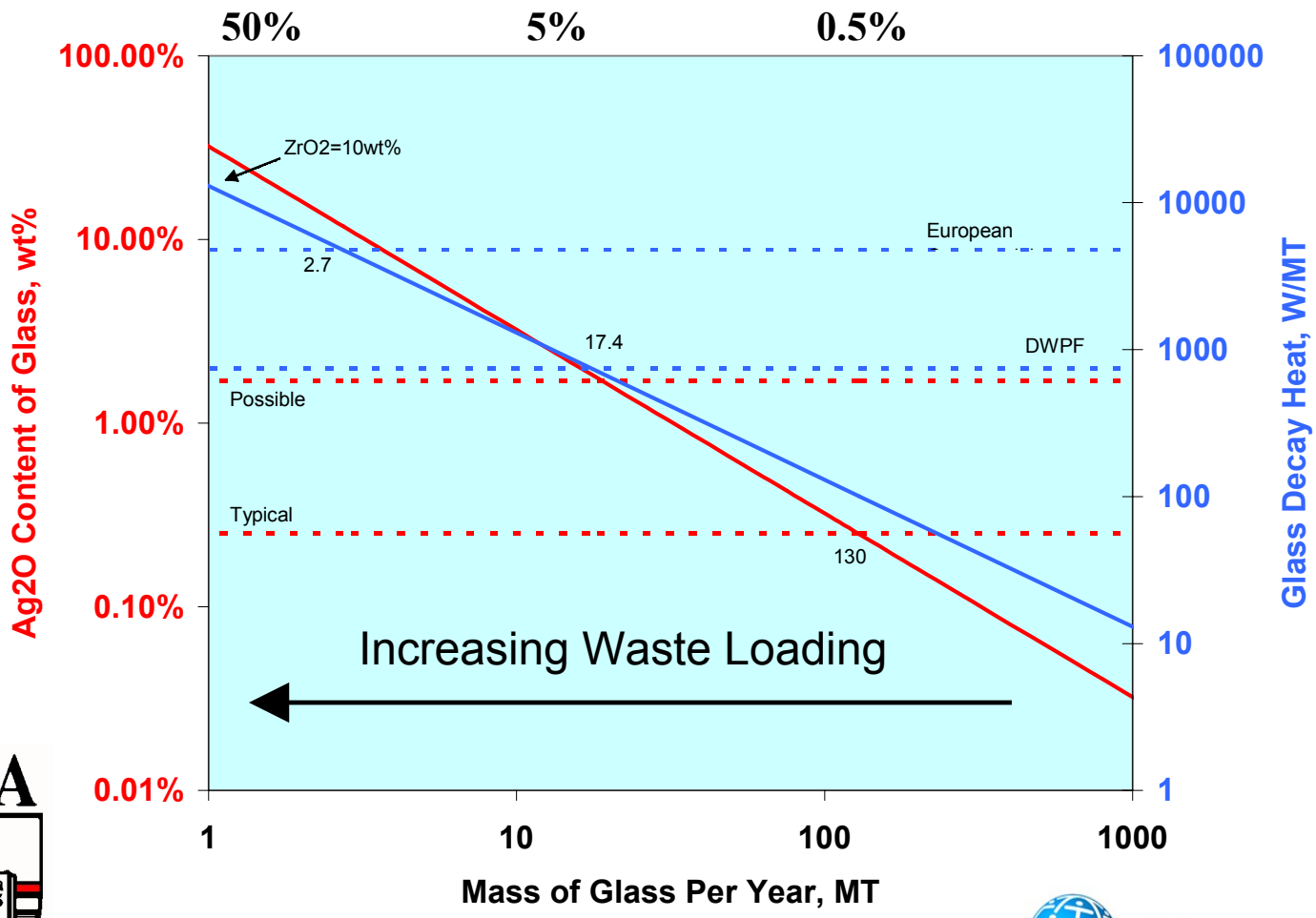
CUA

Duratek

Melter Sizing: Glass Production Rates
(Minimum-Case Composition)



Melter Sizing: Glass Production Rates
(Maximum-Case Composition)



CUA

Duratek

Incorporation of Silver in Glass

- Used in several technologies
  - Photochromic glass, gradient index, ionic conductors, antiseptics (controlled release glasses)
- Wide range of solubilities
  - Dependent on glass forming system, redox, temperature
  - Strongly composition dependent
    - Structural considerations
- Metal formation an issue
  - Ion exchange often employed

Glass Forming Systems

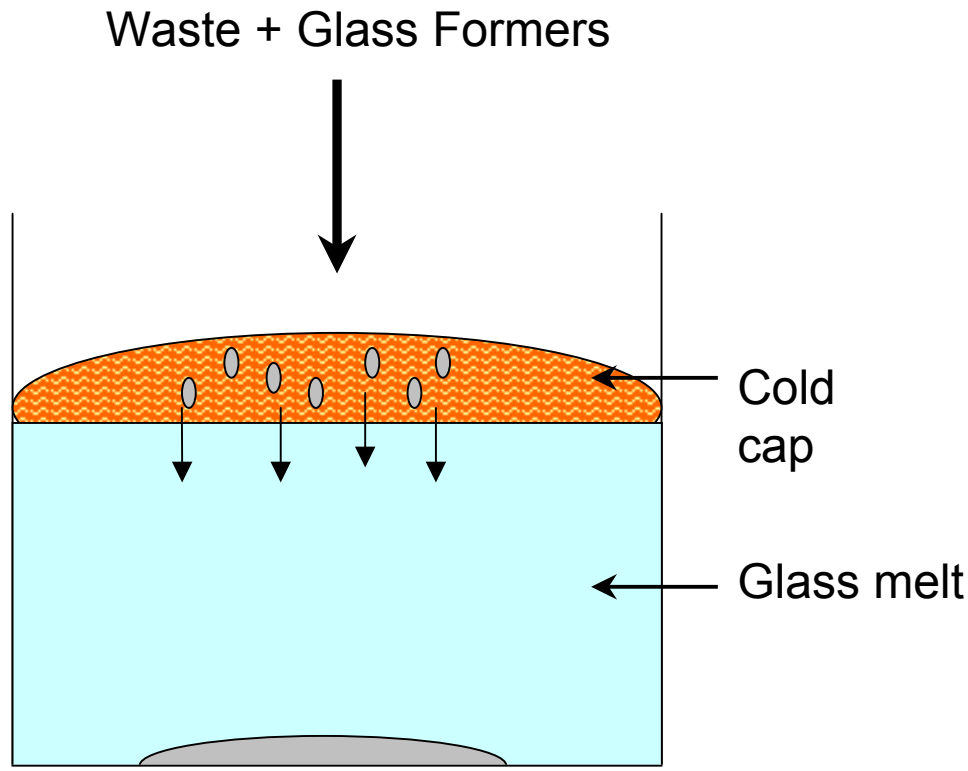
- Silicates
  - Generally, relatively low solubilities (Kriedl, 1983)
  - No naturally occurring silver silicates but synthetic Ag-feldspar and Ag-zeolites reported (Deubener, 1991)
- Borates
  - Simple Ag borate glass can contain ~30% Ag_2O
- Phosphates
  - Can incorporate relatively large amounts of Ag_2O, in a similar way to Na_2O
- Application to waste vitrification – Imposes a variety of additional requirements
  - Processability, product quality, process economics

Comparison of Ag_2O Solubilities

System	Reference	Ag_2O Content	Temperature
Ag_2O-B_2O_3	Kreidl, 1969	~30%	
Ag_2O-Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3	Wakasugi, 1997	<24 mol%	~1100°C
Ag_2O-SiO_2-Al_2O_3-B_2O_3	Araujo, 2003	<15 mol%	1550°C
R_2O-RO-SiO_2-Al_2O_3-Cl	Photochromic glass	~0.3%	
CaO- B_2O_3-Al_2O_3	VSL, 2004	1.7%	1150°C
R_2O-RO-SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3	VSL, 2004	1.1	1150°C
HLW borosilicate	VSL, 2000	0.25%	1150°C
TRU waste glass	VSL, 1999	0.04%	1150°C
Na_2O-SiO_2 slags with Cu	Ziolk, 1991	0.033-0.51%	~1100°C
Na_2O-SiO_2 slags without Cu	Ziolk, 1991	0.012-0.095%	~1100°C

Metallic Silver Formation

- Transient local conditions often lead to Ag-metal formation
- Occurs below the global solubility limit in the melt
- Once segregated, the reverse process is kinetically hindered
- Kinetic vs. thermodynamic factors

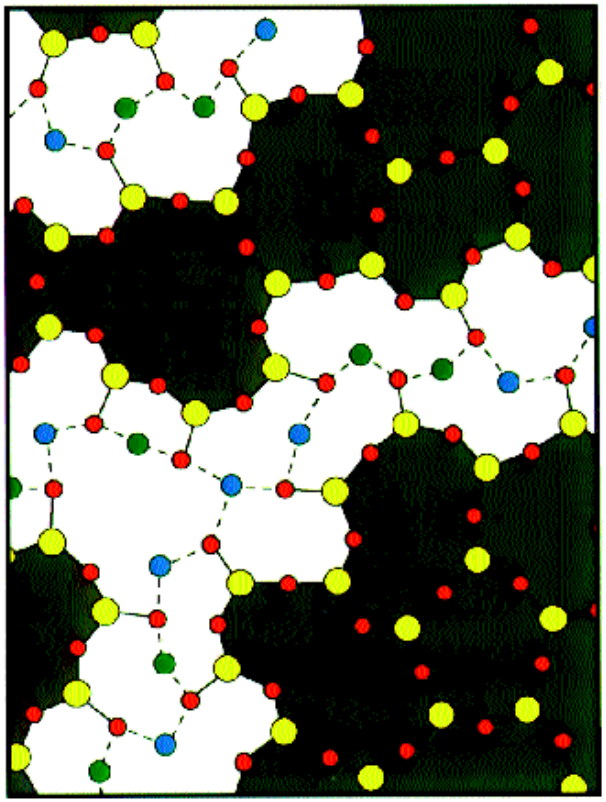


Structural Effects

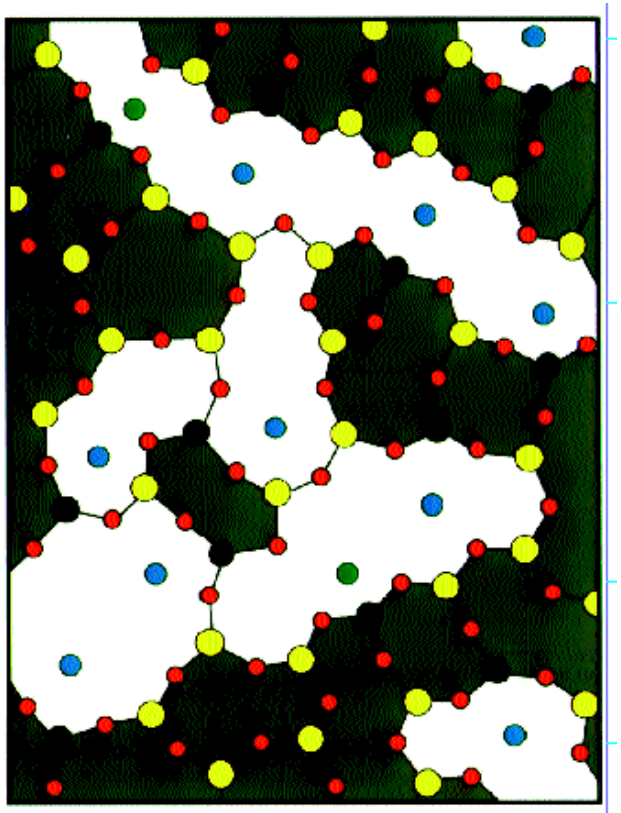
- Non-bridging oxygen: Key to silver incorporation in oxide glass systems
  - Ion exchange (Ag for Na): No silver reduction if NBO=0 in borosilicate glass *(Araujo, 1992)*
  - Batch melting (high-Ag batch): High Ag loading if $R_2O \leq Al_2O_3$ in alkali aluminosilicate and if $[R_2O\text{-}Al_2O_3]/B_2O_3<0.33$ in alkali borosilicate (1550°C) *(Araujo, 2003)*
- Structural information
  - Local structure of silver in alkali aluminosilicate glass by EXAFS *(Houde-Walter, 1994)*
    - Fully polymerized alkali aluminosilicate framework: Ag with higher coordination number and greater local disorder, less likely to form Ag clusters (silver colloid)
    - Local structure of silver in aluminoborate and borosilicate glass by EXAFS *(VSL, in progress)*
    - Matrix effects on Ag incorporation in borate and silicate glass by Raman *(VSL, in progress).*

Structural Effects - *Houde-Walter, 1994*

Alkali silicate



Alkali aluminosilicate



Si Al O Na Ag

Summary and Conclusions

- Vitrification appears to be a viable treatment option for high-Am MOx process wastes
- 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
- Transient Ag reduction effects must be considered because reverse process is kinetically hindered
- Under any scenario, the vitrification unit that is required is very small

Малогабаритные стеклоплавильные печи Компании «Дуратек» для технологий остеклования жидких высокоактивных отходов, содержащих альфа-радионуклиды

Брэдли В. Бован

16 – 18 февраля 2004г.

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

Bradley W. Bowan

February 16-18, 2004

Duratek Inc.

- Leading U.S. Provider of Nuclear Materials & Radioactive Waste Disposition
- Our Focus is Providing Total Solutions to DOE & the Commercial Nuclear Marketplace
- Corporate Culture Demands Excellence in Safety, Compliance, Quality & Customer Satisfaction
- We Are an Operations Based Company, We Reduce Risk and Deliver Results

Duratek Has A Strong Reputation For Delivering Results

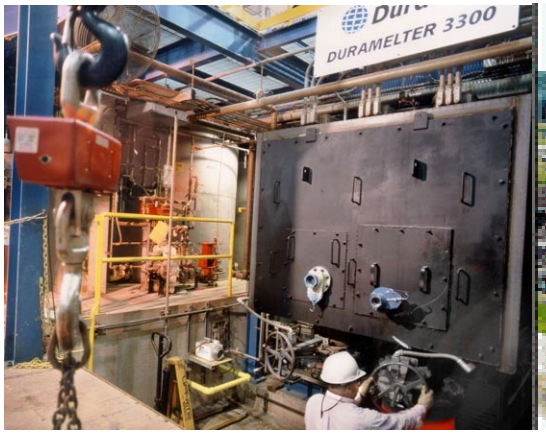
Largest U.S. Processor of Commercial Low-Level Radioactive Waste

- Duratek Owns and Operates Low-level Radioactive Waste Processing Facilities
- We Employ a Variety of Technologies to Process Waste for Maximum Volume Reduction Prior to Disposal

Duratek Is The Nation's Largest Radioactive Waste Treatment Company, We Process Over 30 Million Pounds Per Year

Duratek

Duratek Is Providing Leading Edge Technology Solutions for DOE's Tough Nuclear Materials and Radioactive Waste Challenges



- Process Technology Provider for Hanford WTP Vitrification System
- Managing Partner of DUF_6 Design/Build/Operate Project
- Key Team Member of the SRS Salt Waste Processing Facility Project
- Managing Partner of U^{233} Medical Radioisotope Project

Joule Heated Ceramic Melter (JHCM) Technology

- Originated at PNNL, early 1970s
- Reference HLW Vitrification Technology for U.S. (West Valley, NY; Savannah River – Defense Waste Processing Facility)
- Duratek enhanced processing capability with addition of bubblers

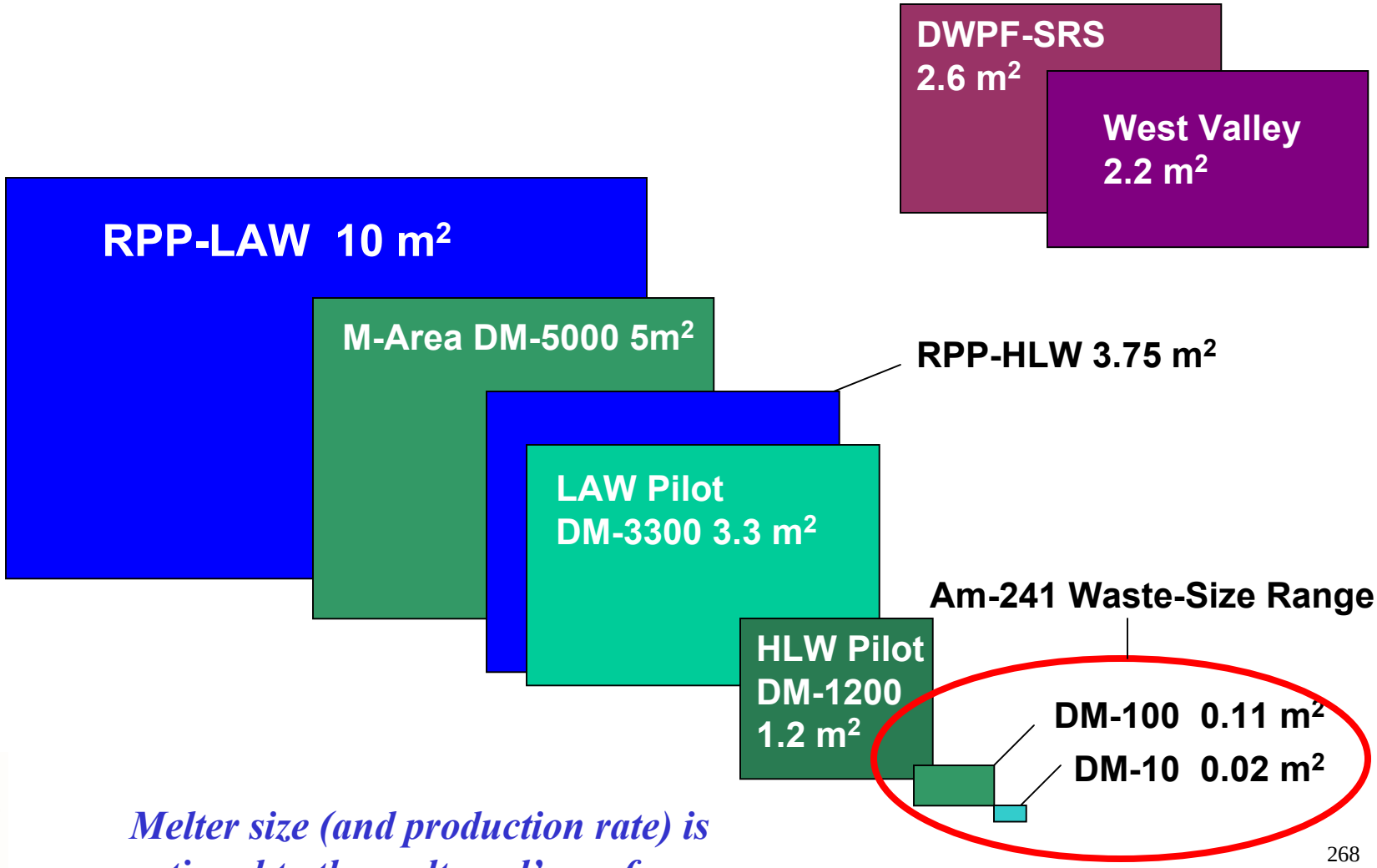
A sound technology with nearly 30 years of history.

JHCM Technology

- Molten glass is electrically conductive
- Passing electric current through glass bath is heat source (Joule heating)
- Molten glass is contained within high temperature, corrosion resistant ceramic refractories

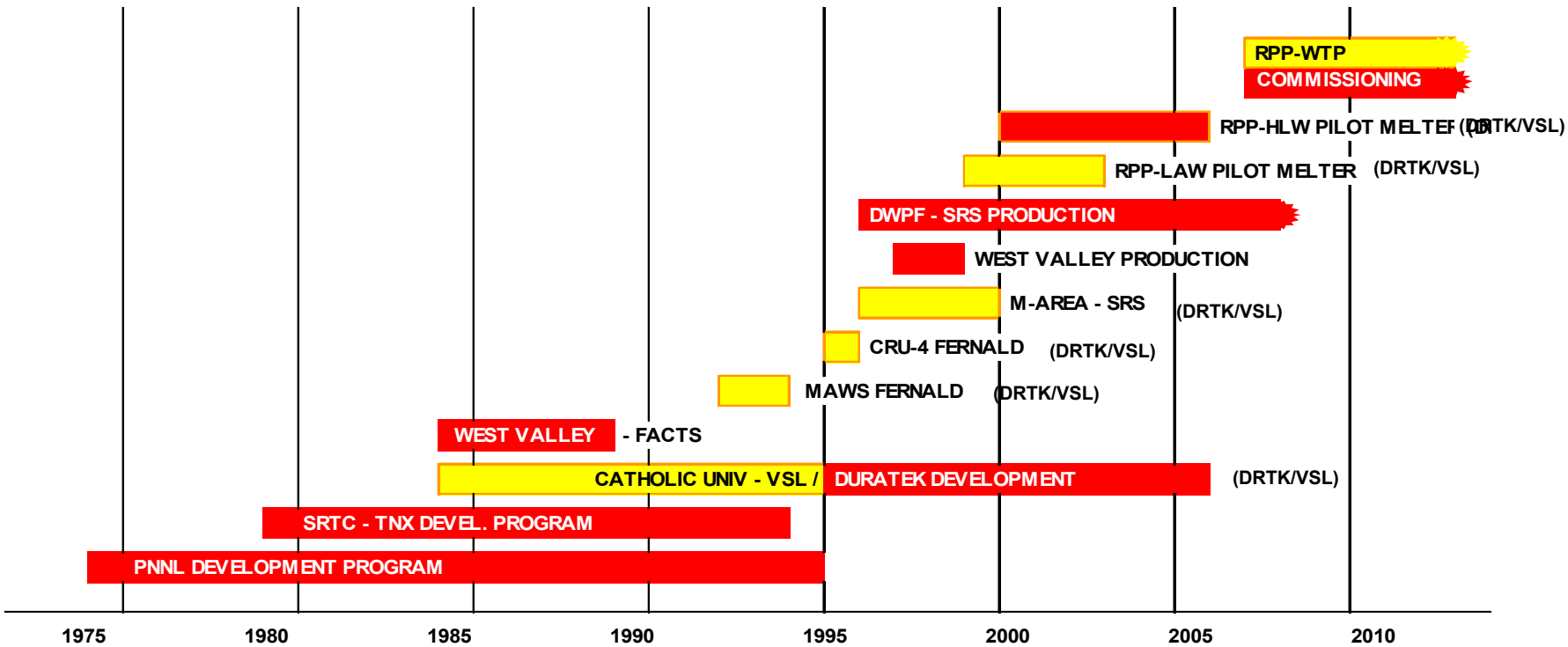
Simple in concept, no moving parts, high reliability.

Melter Scale Comparison



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

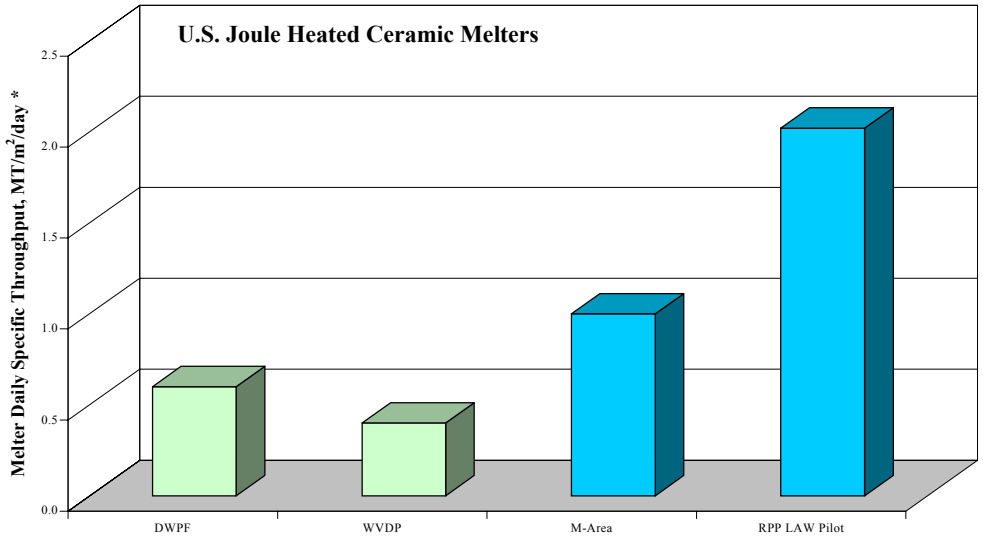
History of JHCM in U.S.



RED = HIGH LEVEL WASTE
YELLOW = LOW LEVEL OR MIXED WASTE

Many institutions have contributed to JHCM application to various wastes - most recently, Duratek with the innovation of bubbling.

JHCM State-of-the-Art Throughput Increases by a Factor of Four with Bubbling



T/m²/day = Metric tons glass produced/m² melt pool surface area (melter size)/day

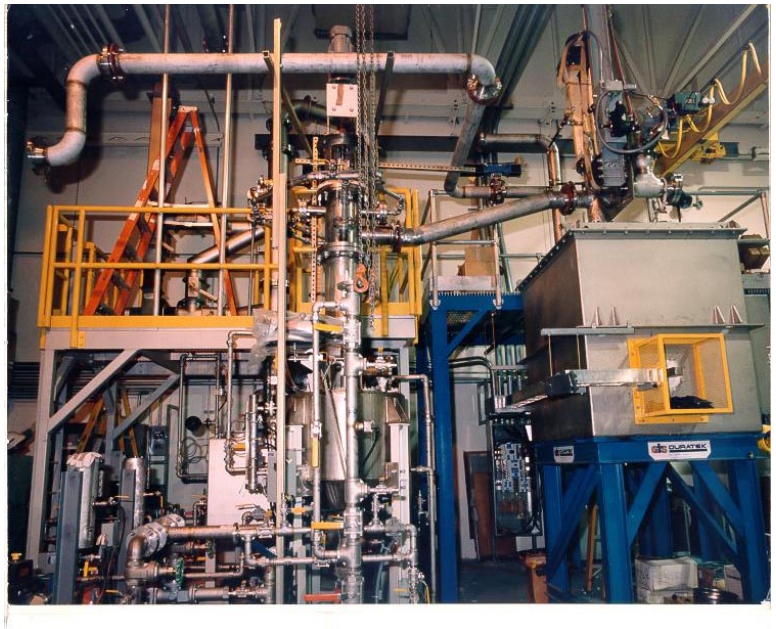
Bubbling is a very powerful throughput enhancement to JHCM technology.

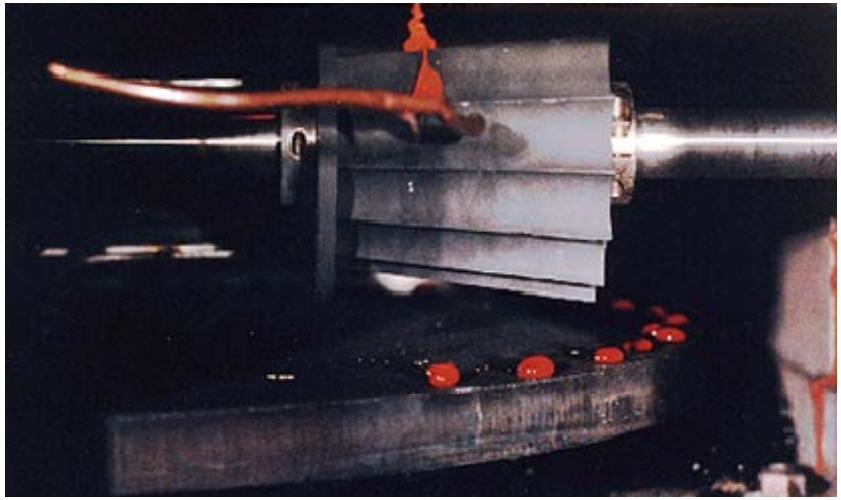
Duratek Vitrification Experience

- Duratek and teaming partner, Vitreous State Laboratory of The Catholic University of America, involved in HLW glass formulation since 1970's
- Duratek has designed, constructed and operated vitrification systems including:
  - MAWS melter system, Fernald, OH 1991-1993
  - M-Area Vitrification Treatment Facility, Aiken, SC 1995-2000
  - DuraChem melter system, Barnwell, SC 1996-1997
  - CRU-4 high temperature melter system, Fernald, OH
  - RPP LAW Pilot Melter system, Columbia, MD 1996-2003
  - RPP HLW Pilot Melter system, Washington, DC 1998-2003

MAWS
Minimum Additive Waste Stabilization

- Fernald, Ohio
- Soil Washing & Vitrification
- 1990 - 1994
- Teamed with Lockheed





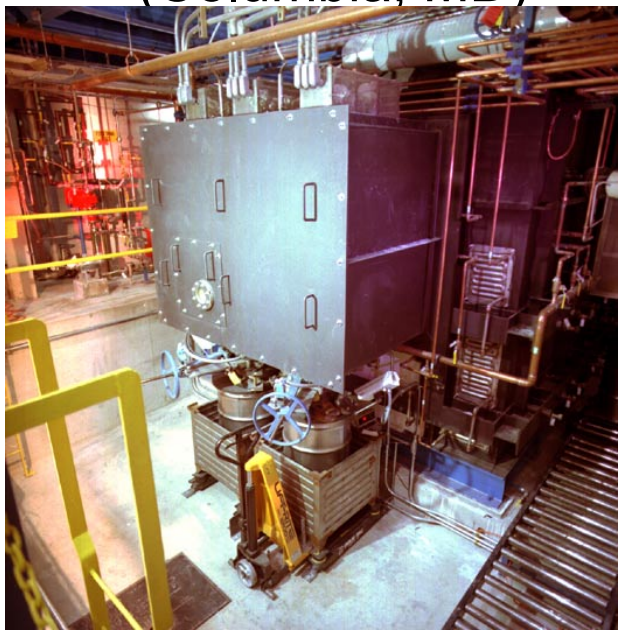
M-Area:
First U.S. Commercial-Scale Mixed Waste Stream Stabilized Through Vitrification

Savannah River Site's M-Area

- 2,500,000 liters of mixed waste
- First commercial application of vitrification for mixed waste within DOE complex
- Over 2,800 270-liter drums were filled (70% volume reduction)
- Waste form delisted by U.S. EPA, allowing on-site disposal as LLRW

Pilot Scale Melters:
for Hanford's River Protection Project's Waste Treatment Plant (RPP-WTP)

LAW DM-3300
(Columbia, MD)



HLW DM-1200
(VSL – Washington, DC)

JHCM Technology Benefits

- 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

Duratek-CUA/VSL Research & Testing

- All Duratek-CUA/VSL Senior R&T leaders and staff on TWRS/RPP-WTP since 1996
- Integrated Duratek-CUA/VSL team

Duratek Columbia, MD

Design

LAW Pilot Melter

CUA-VSL Washington, DC

Research & Testing

DM1200 (HLW Pilot), DM100, DM10

Small Scale HLW/LAW activities

HLW/LAW Waste Form Qualification

Over 11,300,000 pounds waste glass experience

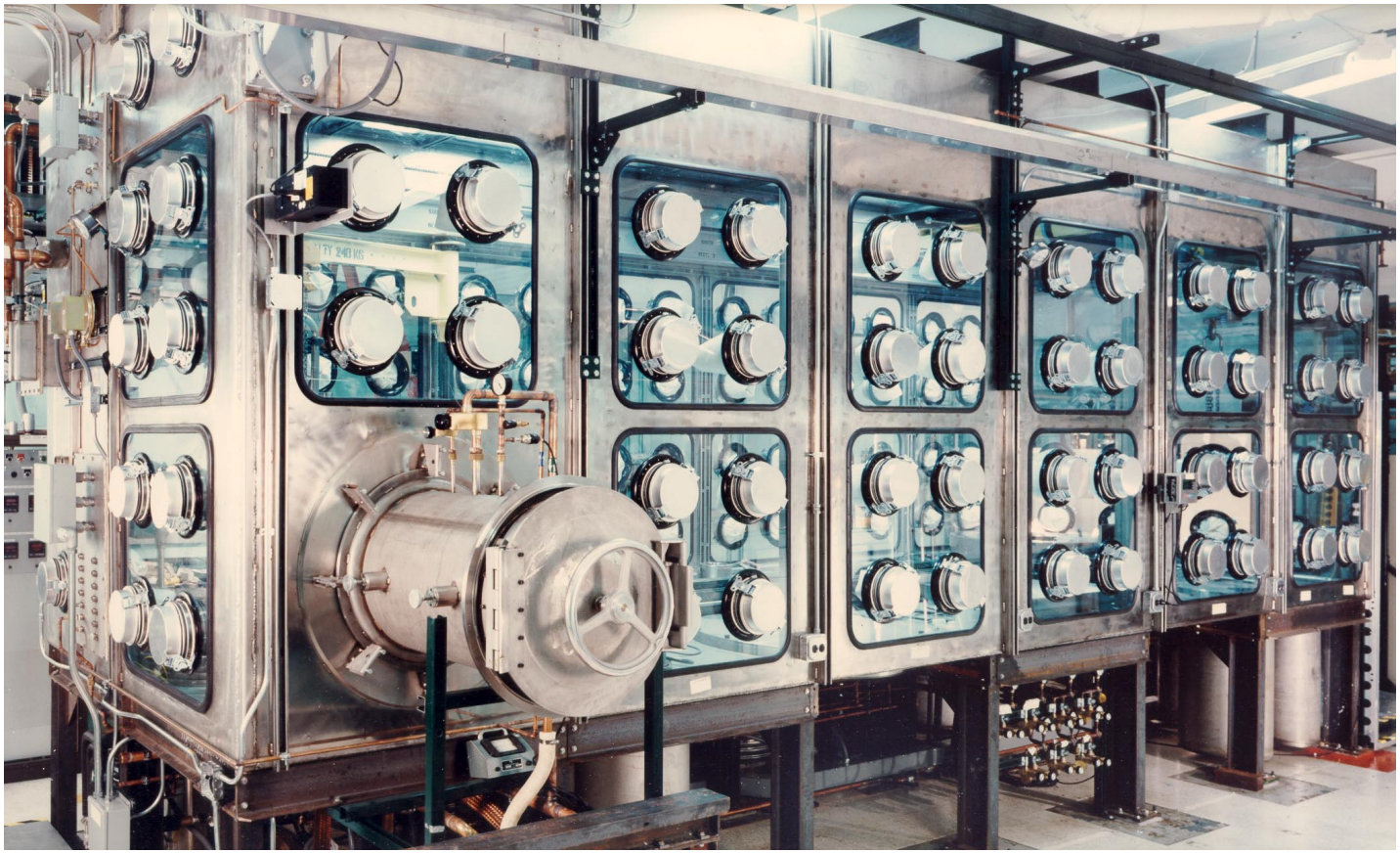
West Valley – CUA/VSL, SRS M-Area, LAW Pilot

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

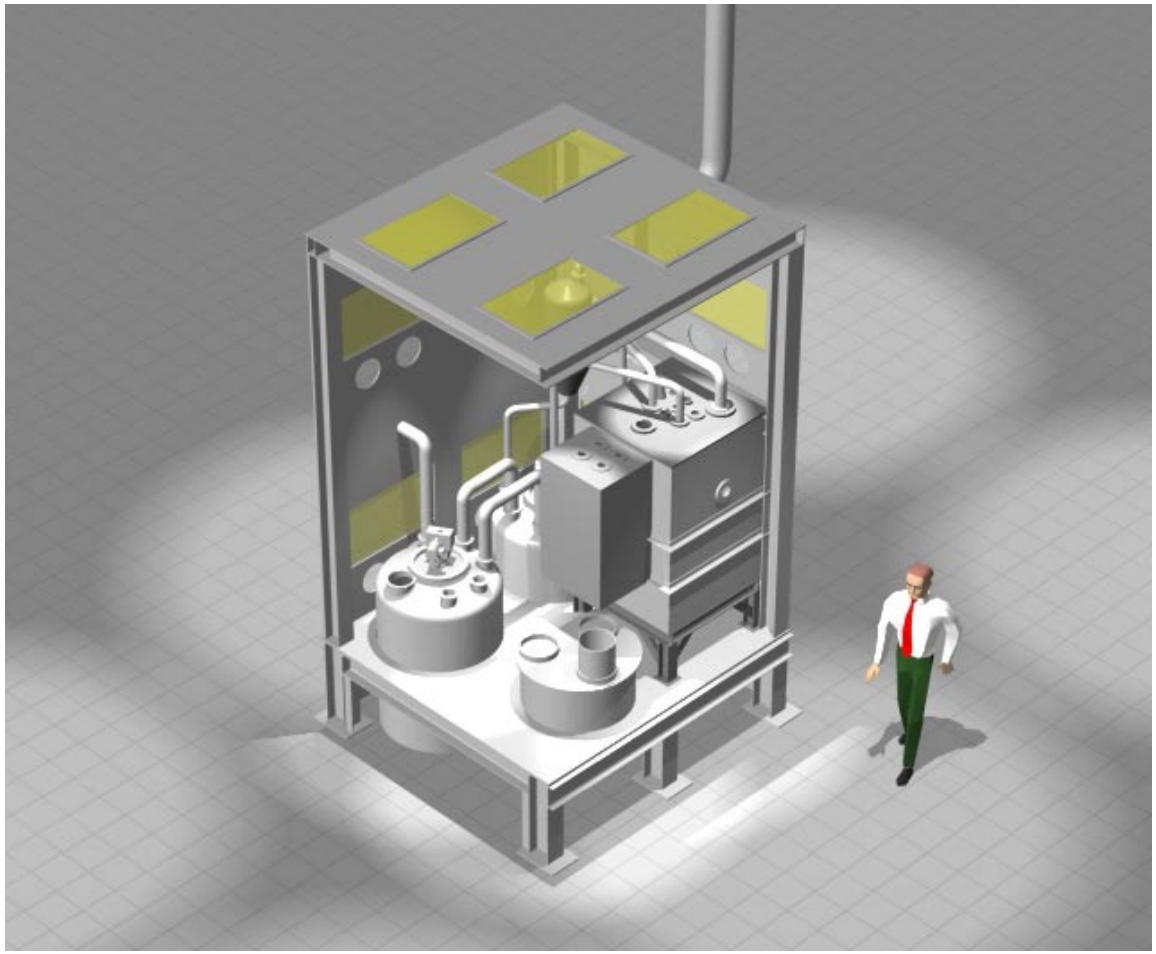
DM-10

DM-100s

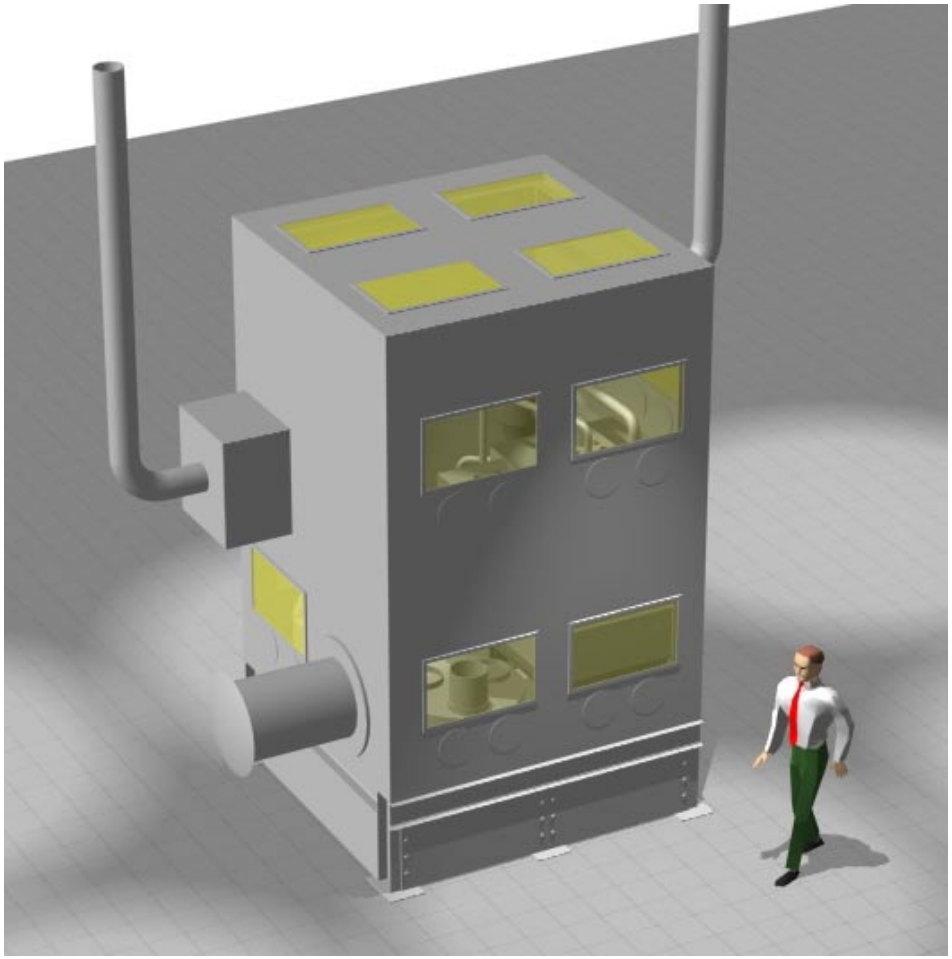
Typical Glovebox Concept
4 ft. windows – 12 ft. overall height



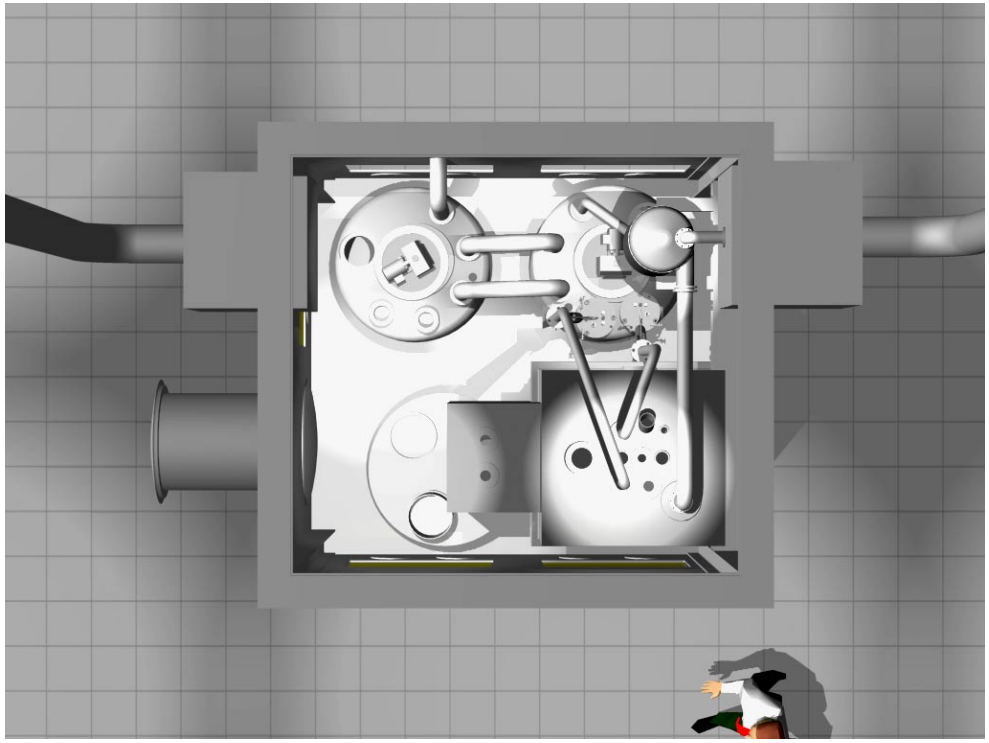
DM-100 Glovebox Concept (interior)



DM-100 Glovebox Concept
(exterior)



DM-100 Glovebox Concept
(top removed)



Conservative (larger) DM-100 Scale Arrangement

Summary

- Duratek JHCM technology is well established
- 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

Российско-американский семинар по обсуждению контрактов с LLNL в рамках проекта по утилизации оружейного плутония

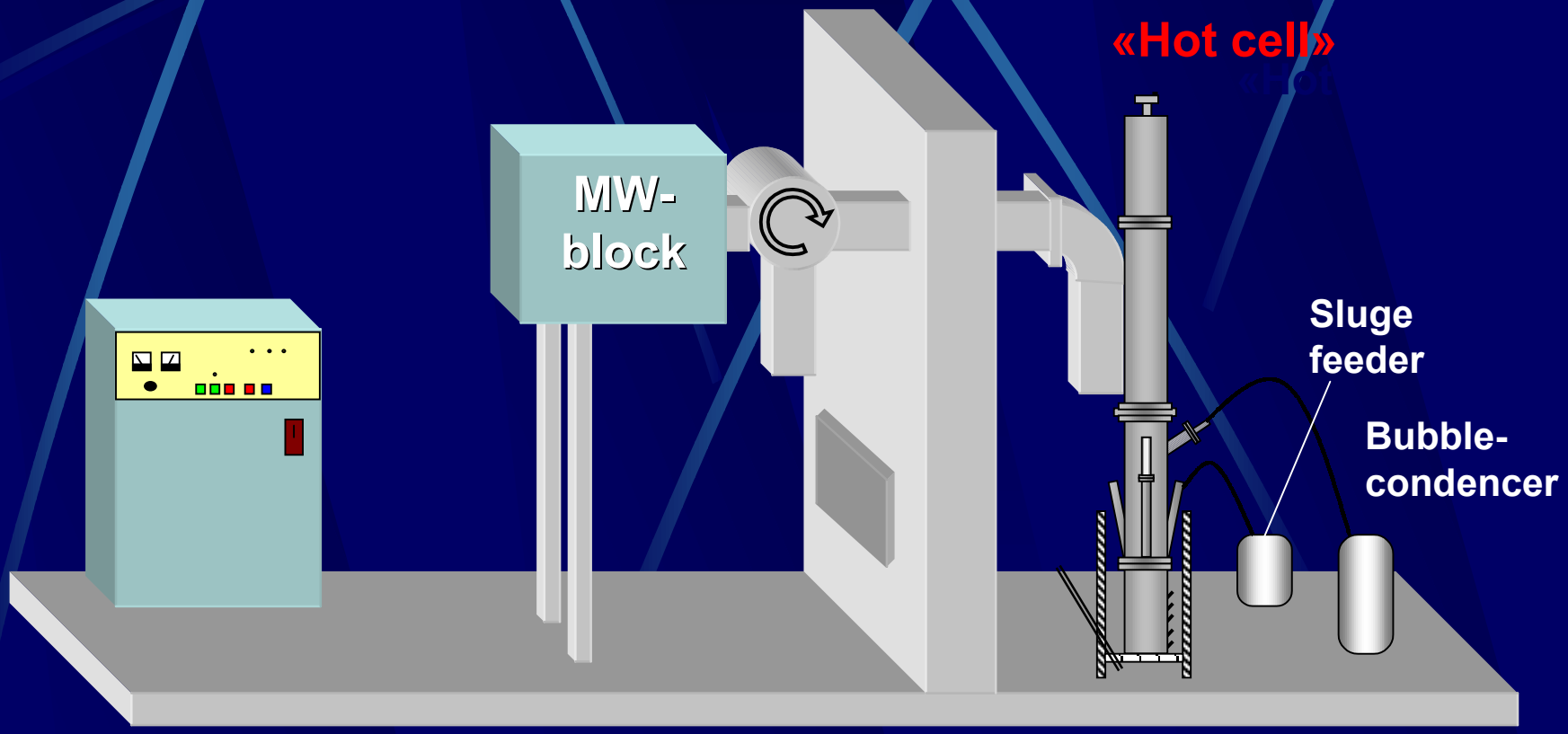
А. Алой, НПО РИ

16 – 18 февраля 2004 г.

Санкт-Петербург

Предложения РИ по технологии отверждения отходов от производства МОХ топлива на СХК

5 kWt MW-heating set in «hot cell» CPL MCC



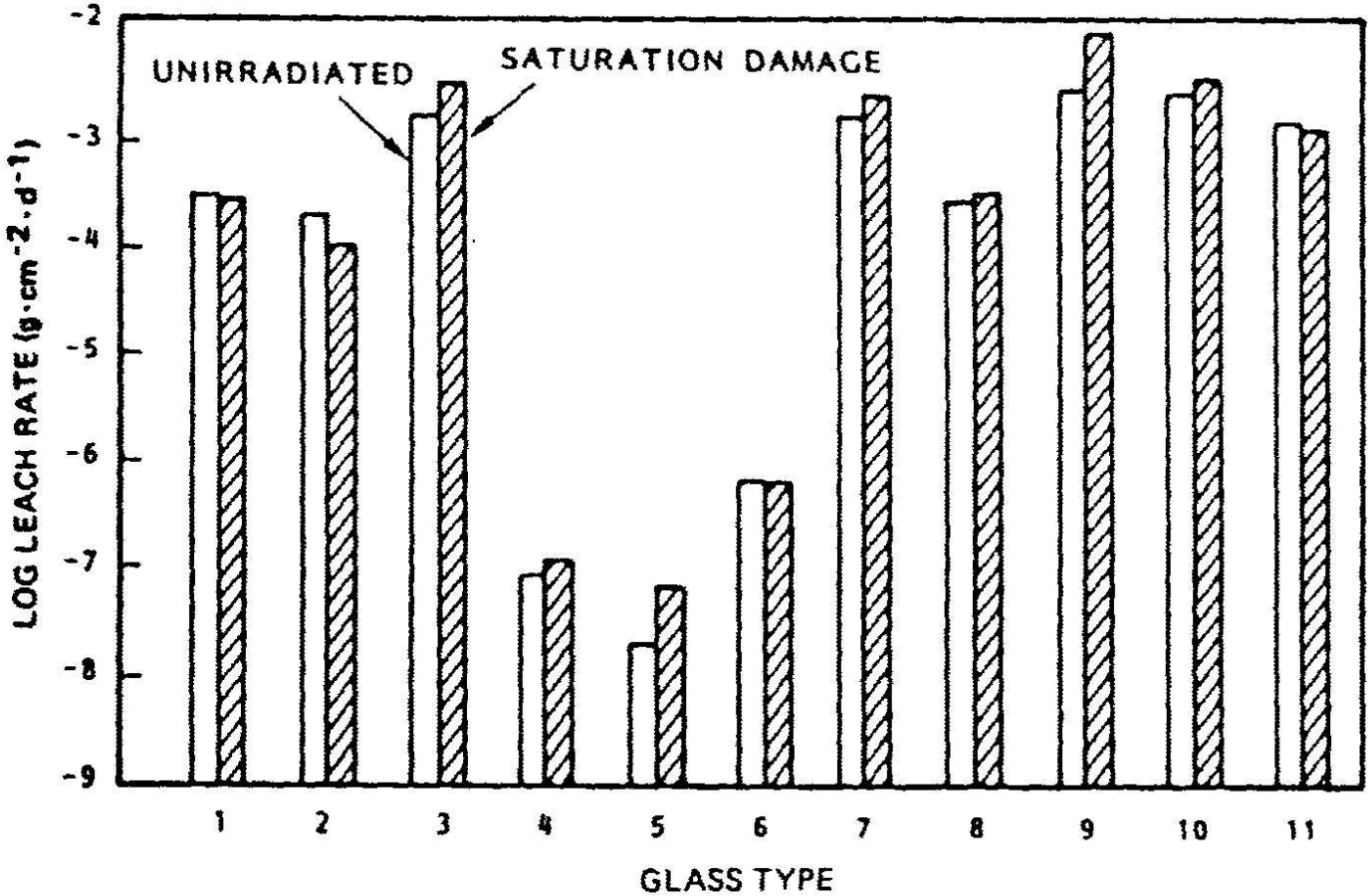
Тигель из карбида кремния

III.3 Tomsk Site Waste Treatment, Storage and Disposal TEF (B534513)

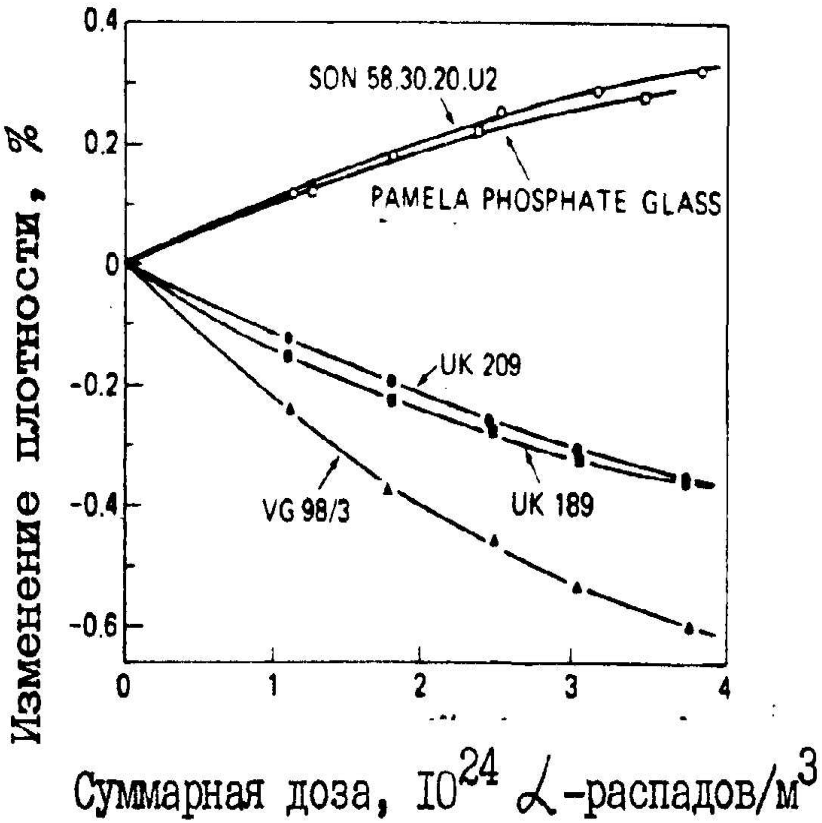
Составы боросиликатных стекол с коммерческими ВАО, разработанные в разных странах /2/ (вес. %)

Компонент	США PNL 76-68	США PNL 76-260	Франция LWR	Швеция ABS-39	Япония POS 77	ФРГ 98-20
SiO_2	40.0	36.0	47.5	48.5	47.5	40.2
B_2O_3	9.5	9.0	15.0	19.1	13.5	10.8
Na_2C	7.5 (12,5)	8.0 (11.1)	12.0	12.9	2.0 (9.4)	21.9
ZnO	5.0	–	–	–	1.0	–
CaO	2.0	1.0	4.0	–	1.0	2.2
K_2O	–	2.0	–	–	1.0	–
TiO_2	3.0	6.0	–	–	–	3.3
Al_2O_3	–	2.0	3.0	3.1	2.5	1.1
CuO	–	3.0	–	–	–	–
Li_2O	–	–	–	–	2.0	–
BaO	–	–	–	–	1.0	–
Отходы						
Fe_2O_3	9.64	–	5.0	5.7	–	1.87
Na_2O	4.98	3.13	–	–	7.4	–
Gd_2O_3	–	9.84	–	–	–	–
Другие инертные продукты	1.08	3.97	0.5	–	8.4	0.82
Продукты деления	12.71	10.99	13.0	9.0	12.9	16.64
Актиноиды	4.59	5.25	–	1.66	–	1.07

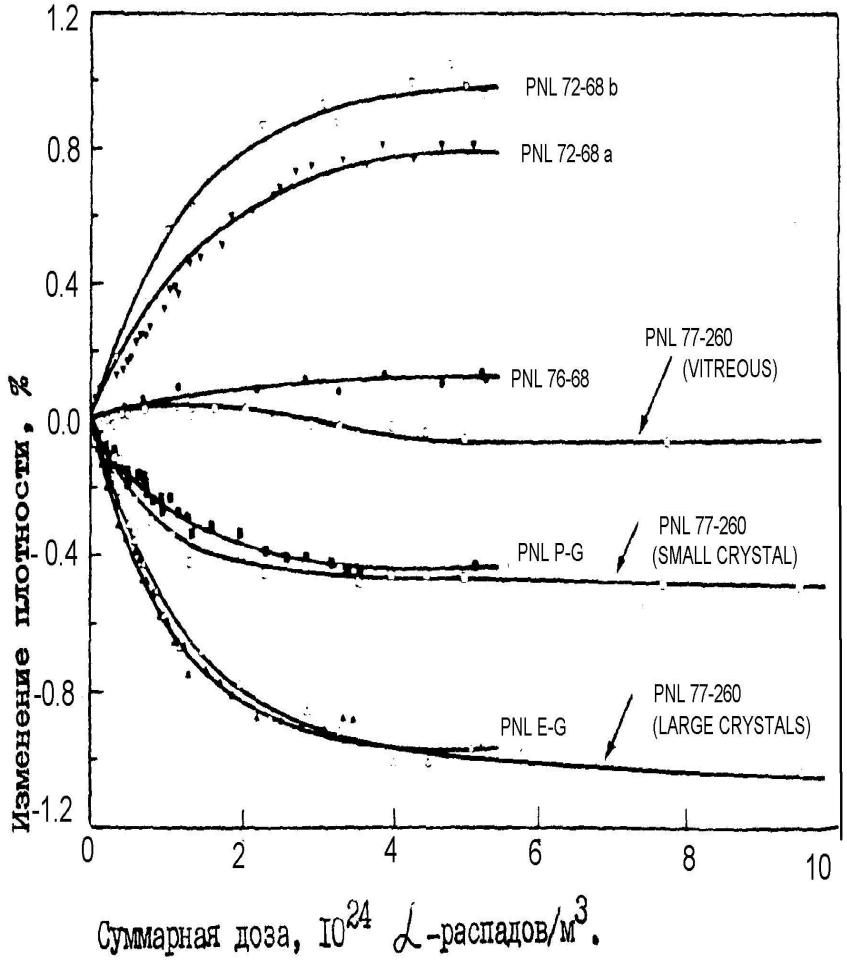
Сравнительное выщелачивание необлученных и полностью радиационно поврежденных стекол



Изменение плотности Европейских стекол, допированных ^{238}Pu в зависимости от полученной радиационной дозы



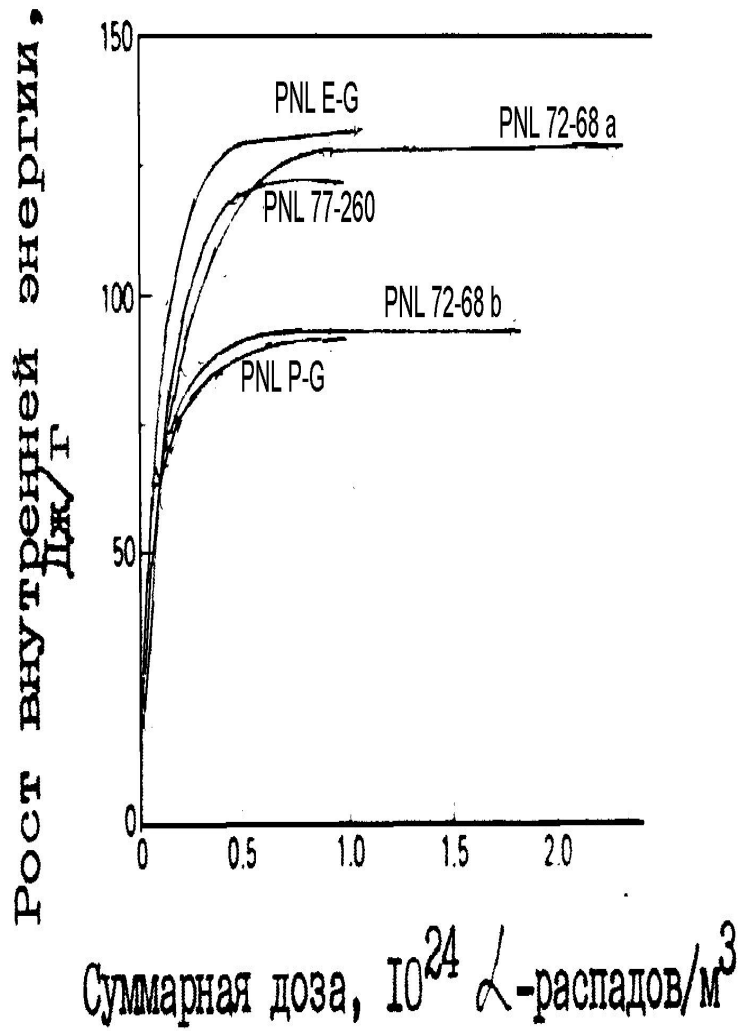
Изменение плотности боросиликатных стекол, содержащих ^{244}Cm, в зависимости от полученной радиационной дозы



Запас энергии в модельных, допированных актиноидами стёклах

Марка стекла	Температура хранения (^{0}C)	Максимальная доза α-распада/м^3×10^{24}	Максимальное увеличение внутренней энергии, (Дж/г)
PNL 72-68a	23	4.4	98
PNL 72-68b	23	30.0	121
PNL P-G	23	3.6	86
PNL E-G	23	3.6	125
PNL 76-68	23	3.6	83
PNL 77-260 (vitreous)	23	4.8	120
PNL 77-260 (700^{0}C, 1 week)	23	4.8	90
PNL 77-260 (6^{0}C/h)	23	4.8	86
UK 189	50	2.0	97
UK 189	170	2.0	82
Basic ”98”	23	5.2	264
HLW “98”	23	5.5	347
HLW GD “98”	23	6.1	395
UK 189	23	3.3	78
UK 209	23	3.3	73.5
SON 58.30.20.U2	23	3.3	76
VG 98/3	23	3.3	55

Запас энергии в высокоактивных стеклах с добавками ^{244}Cm



Composition of cement mixtures for research of leaching rate of Cs-137 and Pu-239

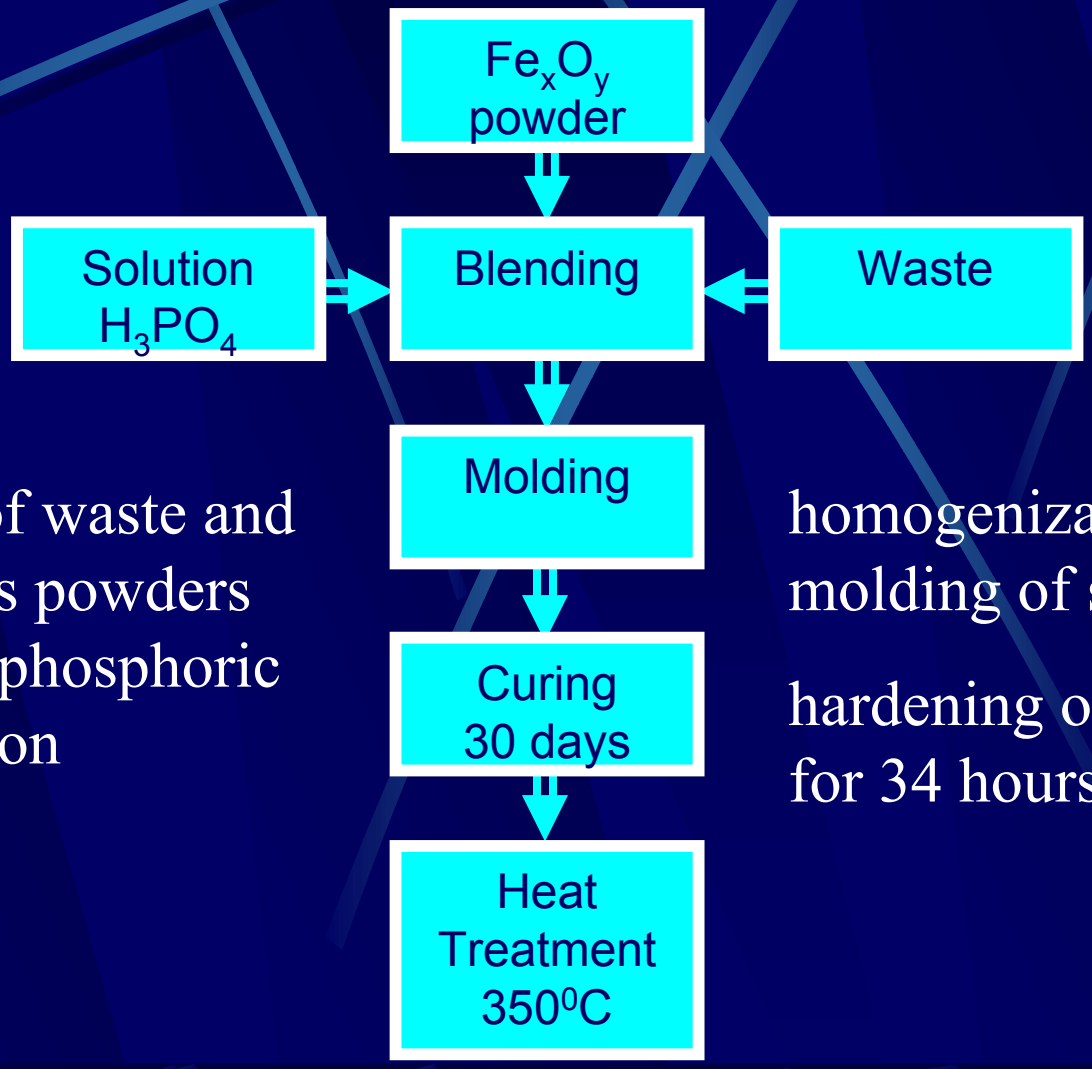
	Composition of cement mixtures, weight %						
# of sample	Cement	Bentonite	Clinoptilolite	Radwaste pulp	Water/ cement ratio	Radionuclide	Activity, Ci/kg
1	100	—	—	35	1.0	Cs-137	$2.0 \cdot 10^{-3}$
2	90	10	—	33	1.1	Cs-137	$1.8 \cdot 10^{-3}$
3	95	5	—	34	1.1	Cs-137	$1.9 \cdot 10^{-3}$
4*	91	9	—	33	1.0	Cs-137	$1.8 \cdot 10^{-3}$
5	91	—	9	33	1.0	Cs-137	$1.8 \cdot 10^{-3}$
6	100	—	—	35	1.0	Pu-239	$1.3 \cdot 10^{-2}$
7	91	9	—	33	1.1	Pu-239	$1.3 \cdot 10^{-2}$
8*	91	9	—	33	1.0	Pu-239	$1.3 \cdot 10^{-2}$

* — in sanples 4 and 8 the bentonite dried up to constant weight at temperature 100 ^{0}C was added

Rate of Pu-239 leaching from cement mixtures

Contact time of sample with water, days	Rate of Pu-239 leaching from samples of cement mixtures, $g/cm^2 \cdot day$		
15	$9.2 \cdot 10^{-5}$	$3.3 \cdot 10^{-6}$	$1.0 \cdot 10^{-6}$
48	$2.1 \cdot 10^{-5}$	$1.0 \cdot 10^{-5}$	$4.0 \cdot 10^{-7}$
140	$2.0 \cdot 10^{-5}$	$2.0 \cdot 10^{-7}$	$1.0 \cdot 10^{-7}$

Technological Scheme of IPC Fabrication



blending of waste and iron oxides powders with orthophosphoric acid solution

homogenization and molding of slurry;

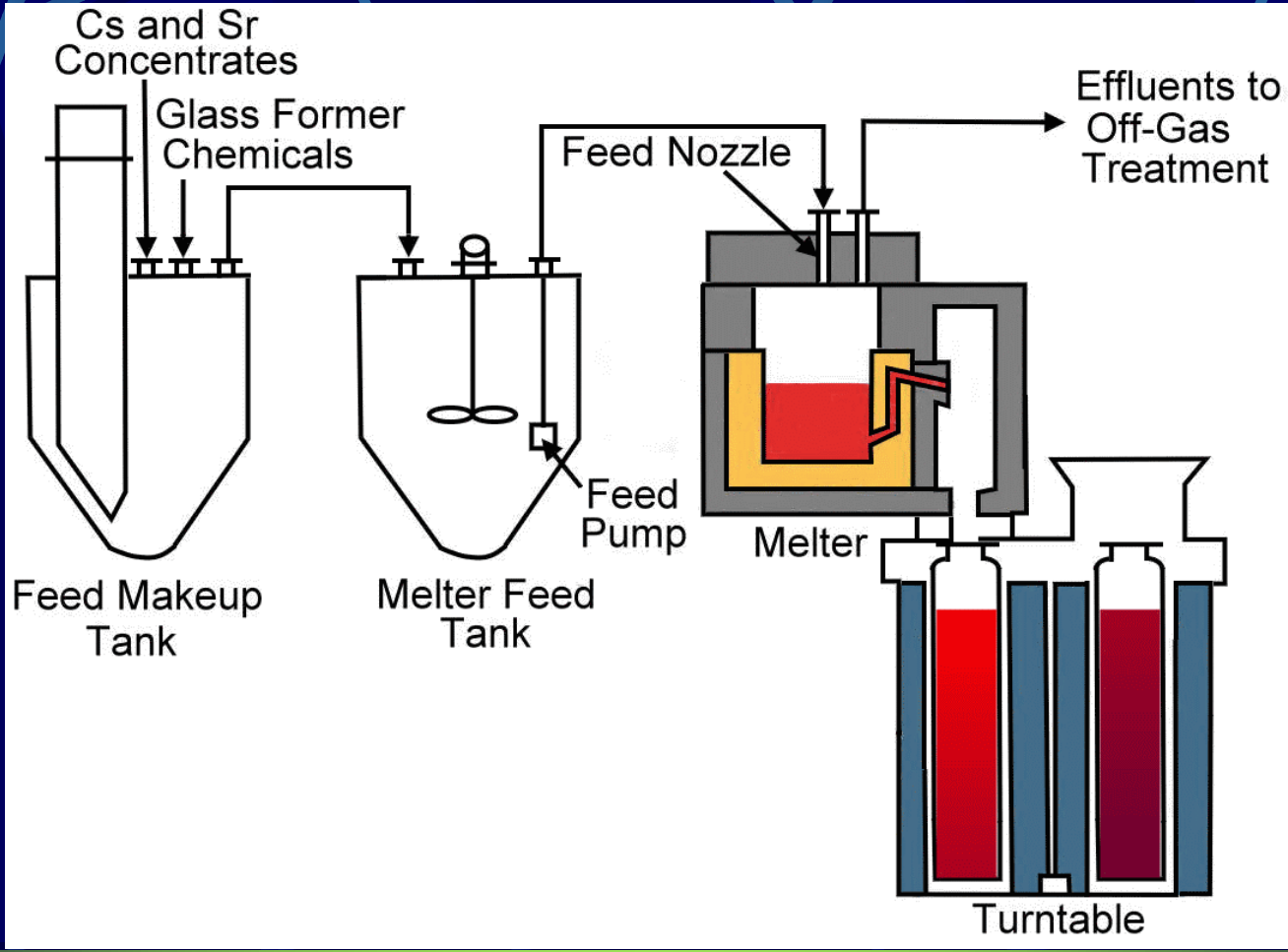
hardening of slurry for 34 hours

The Immobilization of Powdered Oxide Waste in Iron-Phosphate Cement Matrix (IPC)

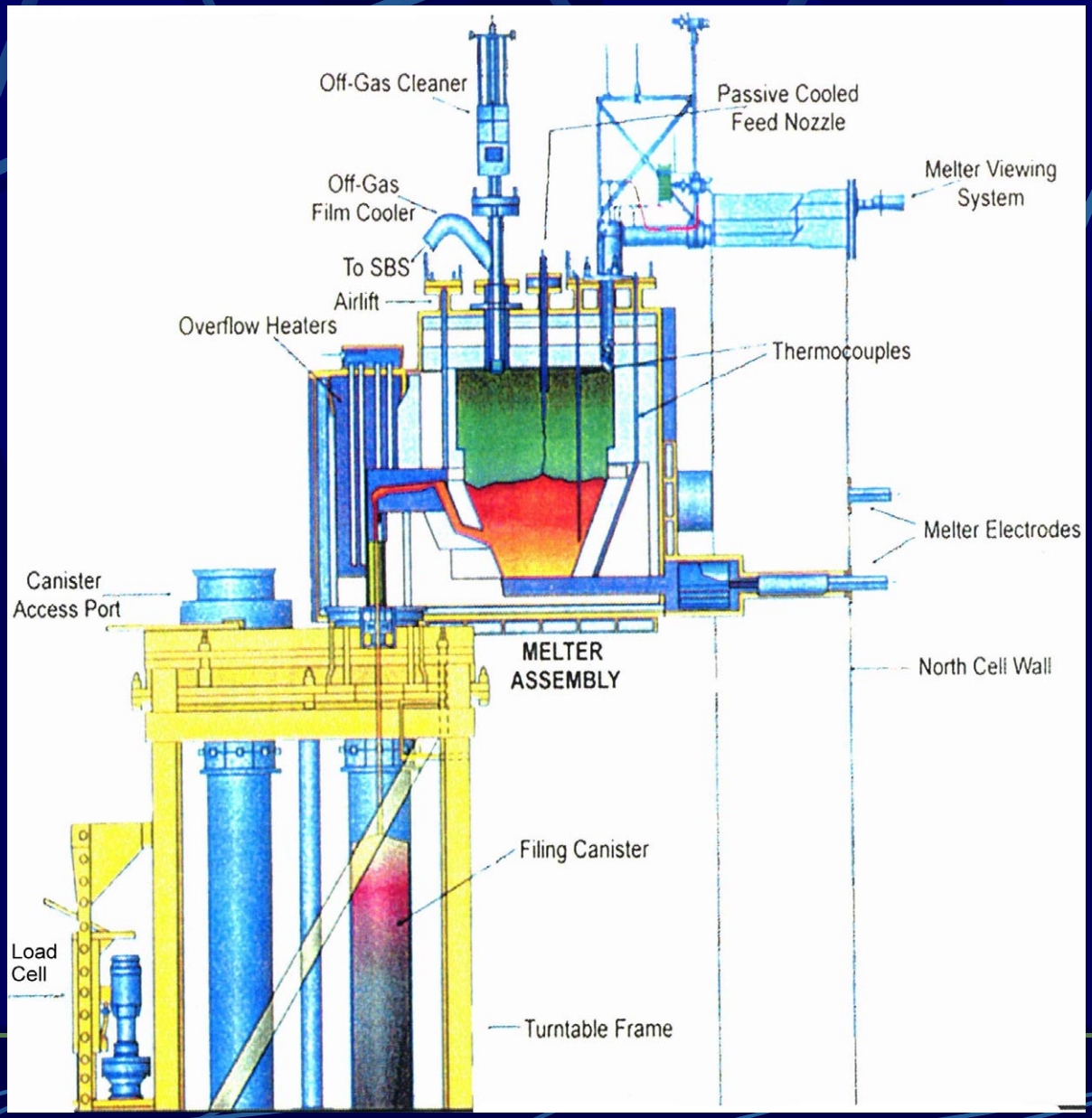
The composition of the waste forms

The composition of the paste, wt.%					H_3PO_4 acid concentration wt.%	H_3PO_4 rated/ H_3PO_4 add. mol.
Sample #	Waste	Fe_2O_3	Fe_3O_4	H_3PO_4 solution		
IPC-1	CeO_2 -30.0	6.3	19.4	44.4	70.0	1:1
IPC-2	CeO_2 -35.5 UO_2 - 3.4 Nd_2O_3 - 3.0	3.9	11.2	33.0	60.0	1:0.66

FRG Canister Filling Process



West Valley Waste Vitrification System



Target oxide composition of simulated hydroxide sludge, common glass waste loading ([waste-oxide mass]/[glass mass]) of 70/30 wt .%

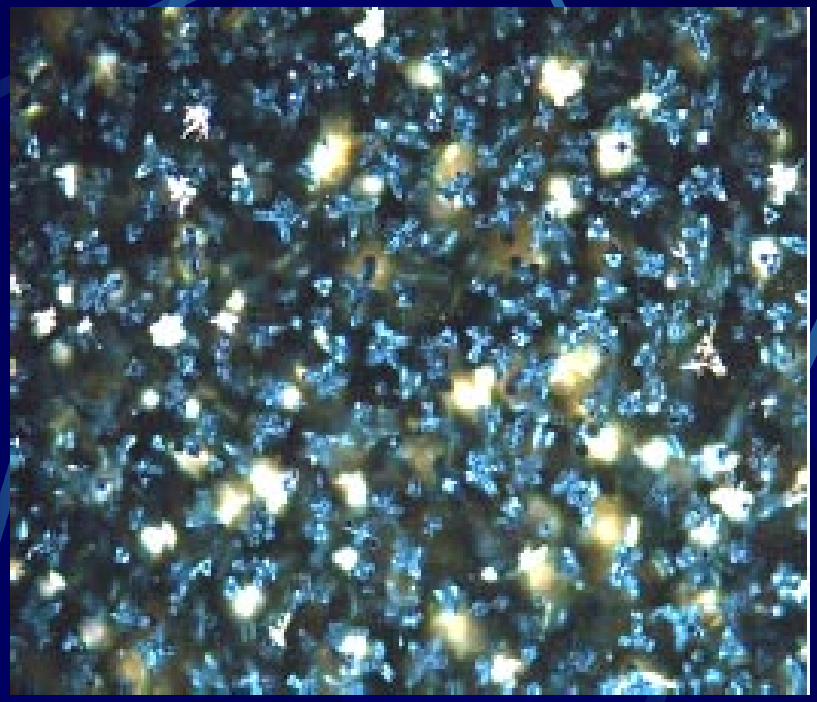
Oxide	Wt.%	Oxide	Wt.%
Al_2O_3	14,79	SiO_2	32.08
Cs_2O	0.14	Na_2O	11.48
SrO	10.09	Li_2O	2.00
Fe_2O_3	16.09	B_2O_3	3.00
MnO_2	6.09	Other	4.68

Property Data for Simulant

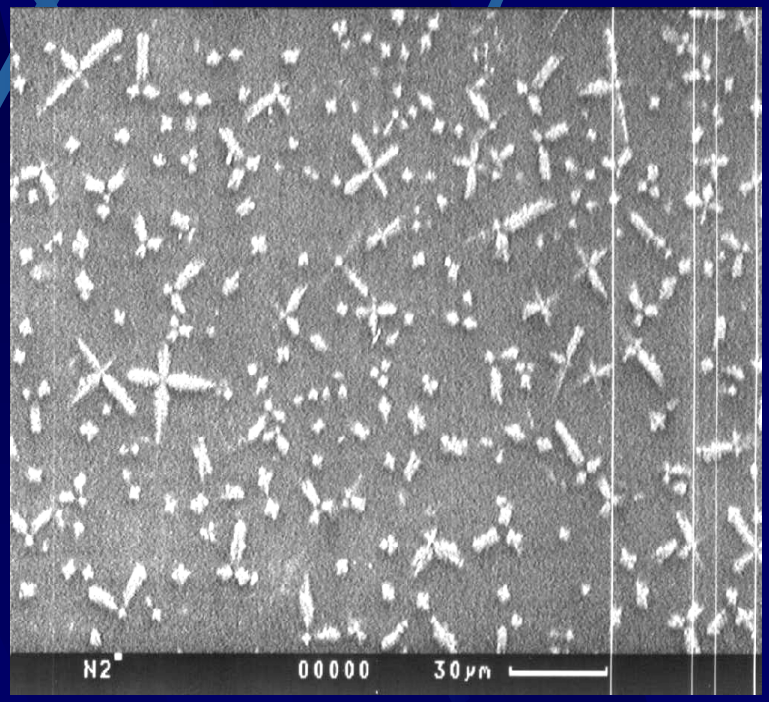
Property	Data
Density	1.25 g/ml
pH	~12
Water Content	70 wt%
Solid Content	~400 g/l
Oxide Content with Matrix Materials	430 g/kg or 540 g/l

Photomicrography's of glass samples from the glass collector

(b) colored optical photomicrography



(a) in reflected electrons



All samples have a glass-crystalline structure, the crystalline phase being represented by spinel. The composition of spinel, as determined by EPMA, is $(Fe,Mn)Fe_2O_4$, form of dendrites and are uniformly distributed over the volume of the sample. The crystals are 1 to 30 microns in size. The percentage of spinel in the glass monolith is 10 wt.%.

The chemical durability of the glasses produced was tested by the Product Consistency Test (PCT)

		B	Li	Na	Si
Normalized Release (g/m^2)	CCIM	0.124	0.216	0.216	0,232
	JHCM	0,200	0,242	0,190	0,080
	EA	8,35	4,79	6,7	1,96
Normalized Leachate Concentrations (g/L)	CCIM	0,225	0,393	0,422	0,157
	JHCM	0,401	0,483	0,380	0,159
	EA	16,7	9,57	13,4	3,92

CCIM - Cold-Crucible Induction Melter (waste loading 70 wt%)*
JHCM - Joule-Heated Ceramic Melter (waste loading 60 wt%)*
EA - Environmental Assessment*

VNIINM Technologies for Waste Treatment and Storage

G. B. Borisov, VNIINM

Conclusions

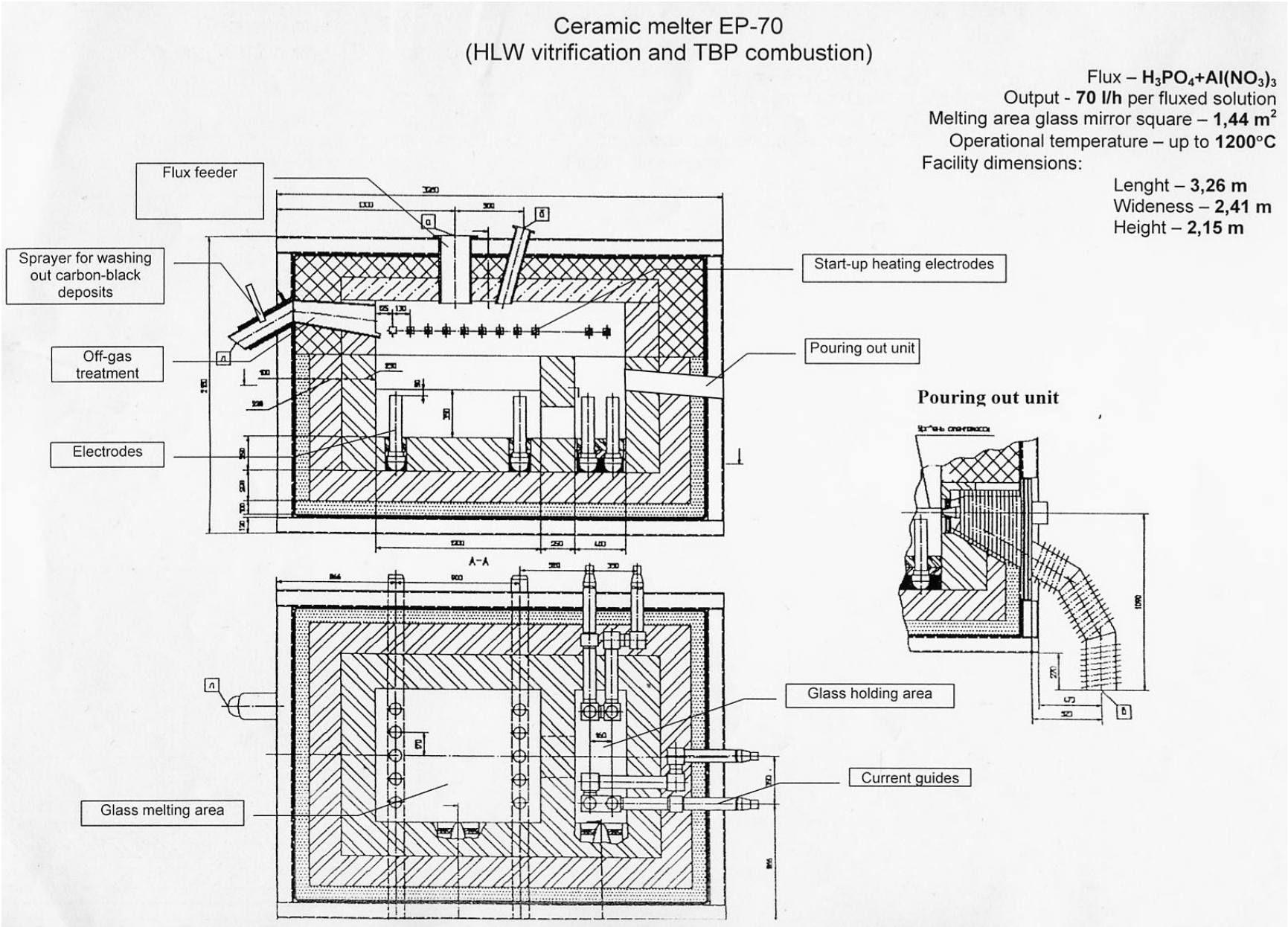
- **Liquid Am-contaminated waste (Am-241 – 0.3 g/l and 24.5 kg; Ag – up to 3.7 g/l and 299 kg) is feasible to include into Na-Al-B glass at operational temperature of up to 1000^{0}C with use of SverdNIIChimmash design EP-type ceramic melter.**

- **To finally select the process of Am-contaminated waste treatment it is amenable to assess the feasibility of using the cementing process. That would allow to adapt the proposed flow sheet to Russian conditions at the maximum extent.**

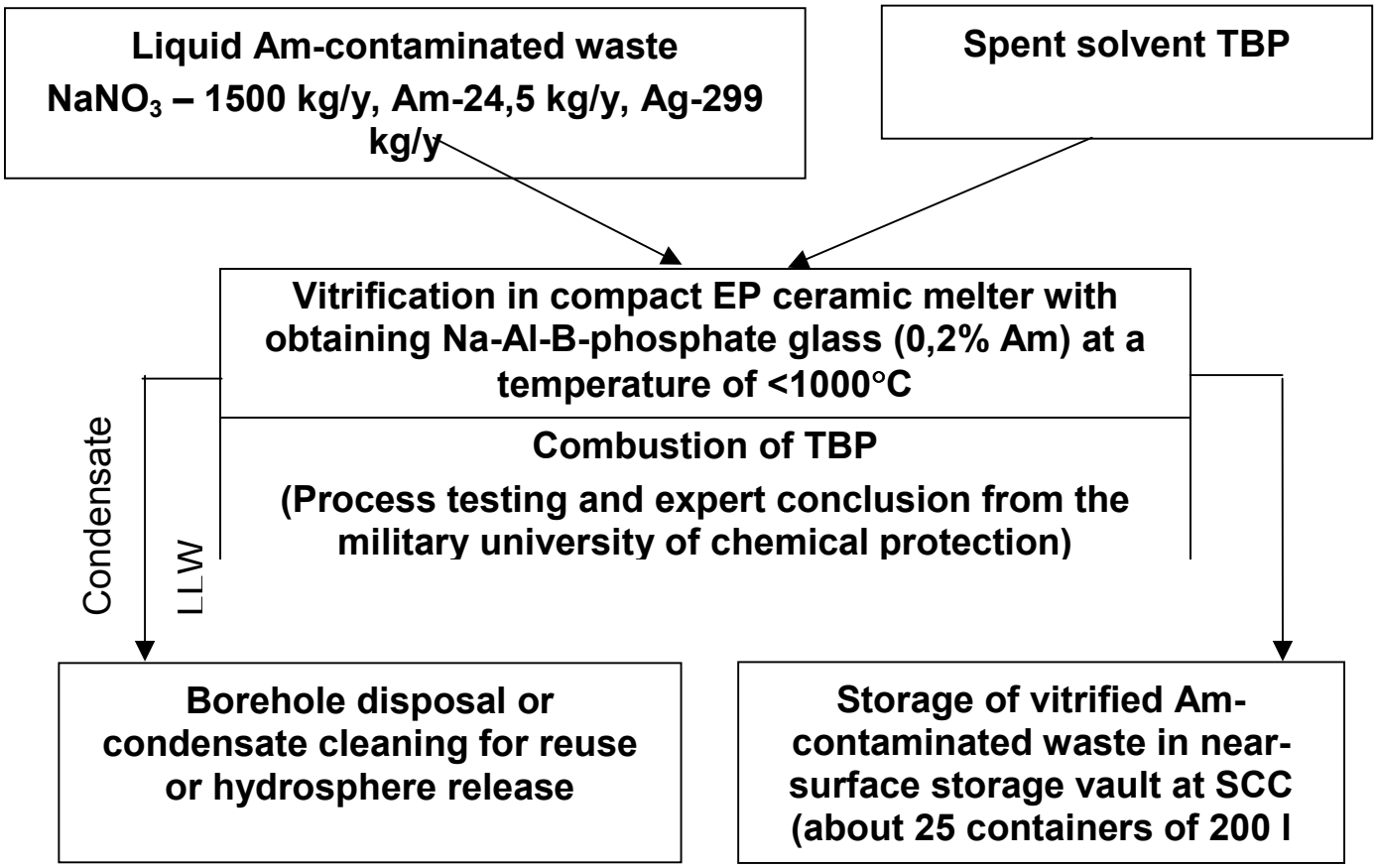
- **R&D's are required to carry out in order to research the optimum inclusion of Am streams into slag-ash cement matrix developed by SRS. The cement compound can accommodate up to 0.2 % wt TRU waste streams. Radiation, thermal and chemical stability of the cement needs to be characterized. A relevant proposal has been submitted to LLNL in 2003.**

- **With regard to long-term storage of Am-containing cement it is suggested to use HIC-like containers (SGN design made from fiber cement) to be applicable for controlled storage within 100-300 years until the situation with geologic disposal is resolved.**

- **In comparison to liquid Am-contaminated waste the amount of solid waste streams is large and comprises of more than 1000 drums per year. Thus, a process of compacting solid waste, for instance melting, needs to be developed.**


Ceramic melter EP-70
(HLW vitrification and TBP combustion)
Flux – $H_3PO_4+Al(NO_3)_3$
Output - 70 l/h per fluxed solution
Melting area glass mirror square – 1,44 m^2
Operational temperature – up to 1200°C
Facility dimensions:
Lenght – 3,26 m
Wideness – 2,41 m
Height – 2,15 m
Flux feeder
Sprayer for washing out carbon-black deposits
Off-gas treatment
Electrodes
Start-up heating electrodes
Pouring out unit
Pouring out unit
Glass holding area
Current guides
Glass melting area
A–A

Flow sheet of Am-contaminated waste and spent solvent treatment from aqueous polishing of weapons-grade PuO_2



IV. Packaging, Storage and Transportation Activities

A Framework And Comments For Discussing RF MFFF MOX Fabrication: Waste Treatment And Disposal Issues Plutonium Packaging, Storage and Transportation Issues Spent Fuel Storage and Transportation Issues

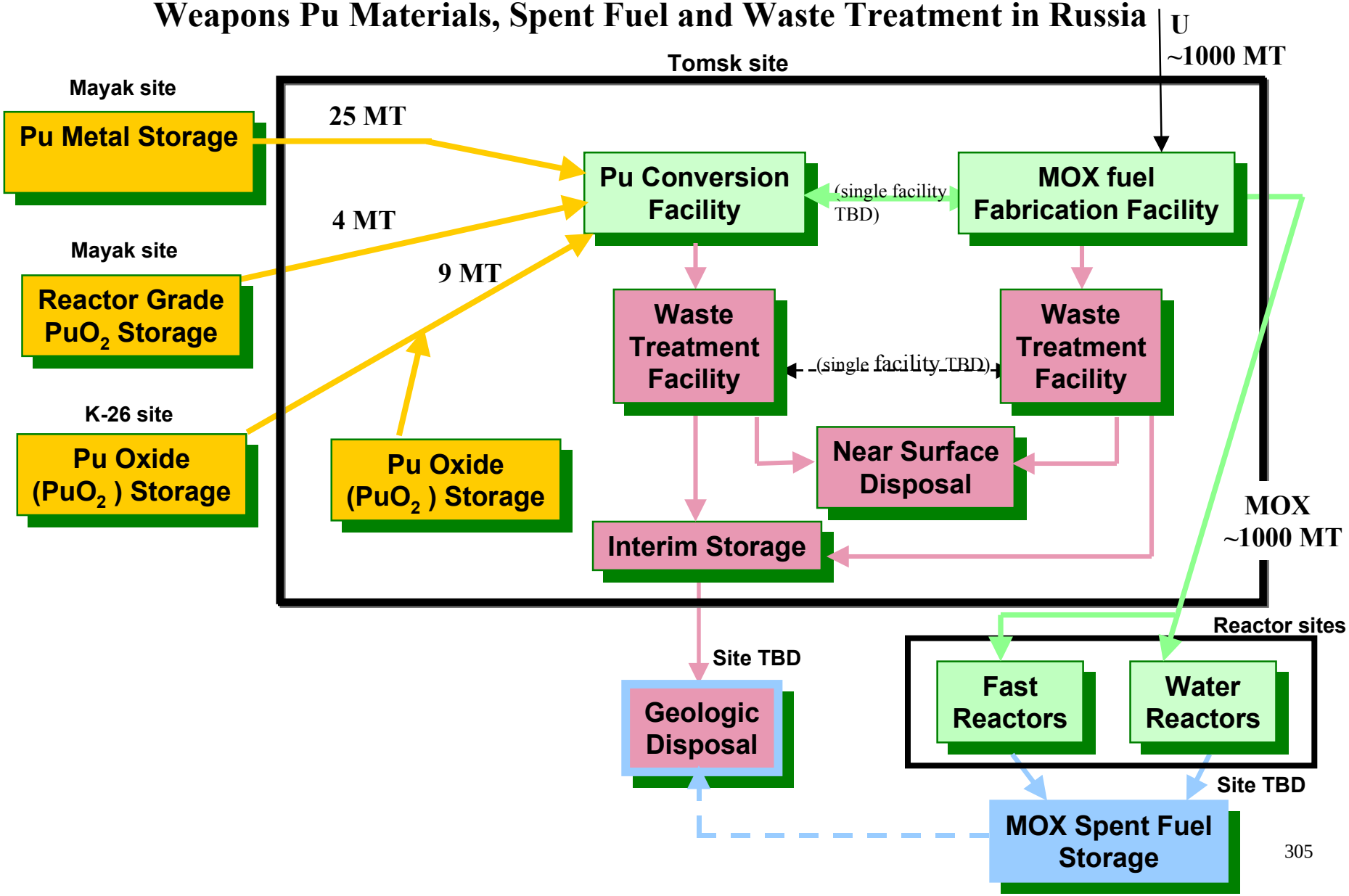
For presentation at:
LLNL Contract Planning Meeting
February 16-18, 2004
State Education Center (SEC)
St. Petersburg, Russia

L. J. Jardine
Lawrence Livermore National Laboratory

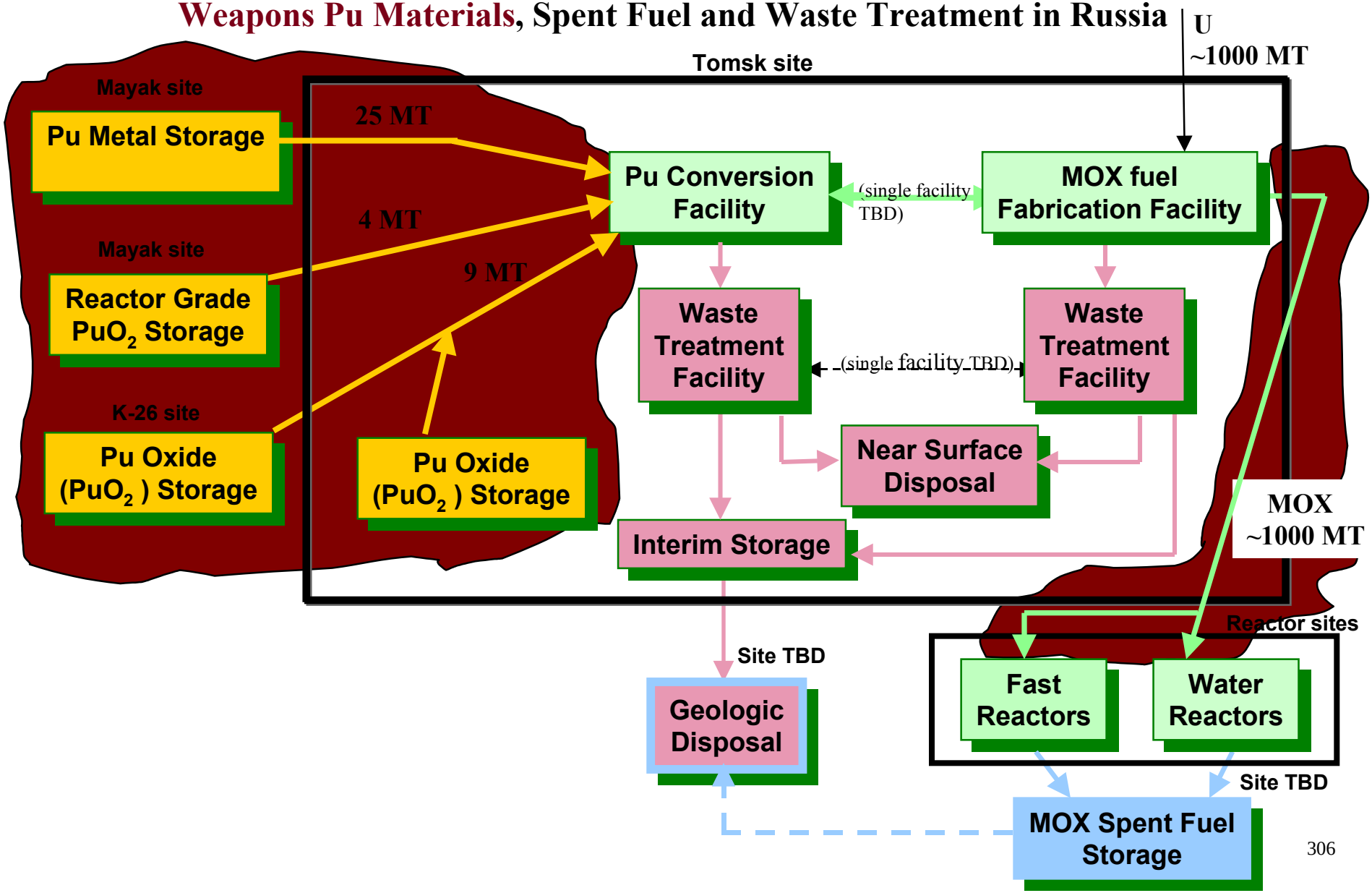
UCRL-PRES-202195

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.

Framework for Storage, Packaging and Transportation of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia



Framework for Storage, Packaging and Transportation of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia



Storage, Packaging and Transportion of Weapons Pu Materials Issues

- How will Russian Pu from Mayak and MCC K-26 be transported?
  - What are different requirements for weapons and blend stock Pu?
    - Oxides and metal---TUK-30 and AT-400R?
  - New container lids and seals? Current TUK-30's?
- How will $Pu(O_2)$ from RCF be transported to R MFFF
- How will fresh MOX fuel be transported?
- How will uranium feed be transported to R MFFF and from where?

Complex Estimate of Packing, Storage, and Transportation of Plutonium[1]

A. V. Afanasiev, G. P. Vinogradova, A. L. Lazarev, A. I. Tokarenko, VNIPIET

The present paper generalizes the result of works executed in accordance with the Technical Project under contract B512166 between The Regents of the University of California, Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL), and The Federal State Unitary Enterprise, Head Institute All-Russian Design and Research Institute of Complex Power Technology (VNIPIET).

In the paper, methods of packing, storage, and transportation of metallic plutonium; plutonium dioxide; natural and depleted uranium in the form of oxides, hexafluoride and salts of uranium; and fresh mixed oxide (MOX) uranium-plutonium fuel existing in the Russian Federation (RF) are considered.

The main problems concerning maintenance of safe transportation of PuO_2 and MOX fuel are presented in the reports on this work.

Within the framework of the Technical Project, five tasks were completed, including an estimate of methods of transportation and storage of converted plutonium and MOX fuel, and of their use in industrial and research reactors.

Task 1

According to the purpose of task 1, methods of storage, packing and transportation of plutonium and also vehicles used in transportation were considered. An estimate of the state-of-the-art in the area of transportation and storage of plutonium in Russia was made.

The storage of metallic plutonium is carried out in AT-400 transport packages, which are placed in AT-538 shielding containers. Plutonium dioxide is stored in packages of type A.65.074.000; A.4103.00.00; Φ.20.65.184.000; Φ.20.65.185.000; Φ.235.65.2249.000 and 262.100.000. Plutonium dioxide is transported in TUK-30 packages.

At present, transportation of plutonium is provided by a fleet of vehicles. Russian certificates of permission for design and transportation of fissile materials in the TUK-30 are required for shipments. This paper also considers the possibility of using the TUK-29, TUK-42, and TUK-90 packages for transportation of plutonium materials. However, utilization of these three packages for transportation of plutonium materials and metallic plutonium requires additional substantiation compared to the TUK-30.

The best choice of a package within the framework of the Program of recycling of converted plutonium is the TUK-30, which is in use at the present for transportation of both metallic plutonium and plutonium dioxide. The existing fleet of packages, however, is insufficient to provide the scope of transportation specified in the Technical Project.

A decrease of annealing temperature during the manufacture of PuO_2 can result (because of radiolysis) in an increase of pressure up to 10-15 atm during long-term storage in a tight container. This causes problems when opening containers with plutonium dioxide.

Transition to the new rules for the safe of transportation of radioactive materials (PBRTM) in Russia requires modernization of containers of the types A.65.074.000; A.4103.00.00; Φ.20.65.184.000; Φ.20.65.185.000; Φ.235.65.2249.000 and 262.100.000.

[1] As presented in *Russia Excess Weapons Plutonium Disposition: LLNL Projects Review Meeting,* UCRL-ID-155117, July 2003.

Task 2

According to the specifications in task 2, we examined the methods and technologies of packing, storage and transportation of various kinds of uranium, which can be used as an initial material for manufacturing of MOX fuel.

During performance of the work, we determined that:

- Storage and transportation of natural and depleted uranium in the form of oxides and salts is carried out in transport packages TUK-44/3, TUK-44/5, TUK AFIB.323452.002, TUK "MEVA 0485", TUK-67, TUK-98 and TUK-119.
- Storage and transportation of depleted uranium in the form of hexafluoride of uranium (HFU) is carried out in transport packages TUK-28, TUK-38, TUK-38A and TUK-46.
- Transportation is carried out by general use vehicles equipped for the given transportation task.

Russian certificates are made official for design of all above-listed packages and their use for transportation of various kinds of uranium. The Russian certificates are given upon conformity to the requirements of the rules OPBZ-83 to packages of the type A.

Analysis of the design of the above-listed packages, taking into account the requirements of the new Russian rules for safety during transportation of radioactive materials (PBRTM), has shown:

1. For packages TUK-44/3, TUK-44/5, TUK AFIB.323452.002, TUK "MEVA 0485", TUK-98, TUK-67 and TUK-119, used for transportation of depleted uranium in the form of oxides of uranium, salts of uranium, the introduction of new types of packages (IP-1, IP-2) will not cause any problem. These originally specified packages satisfy the requirements for packages of type A. They sustained tests simulating the normal conditions of transportation. The requirements for the new types of packages (IP-1, IP-2) are considerably lower. The OPBZ-83 rules are more stringent. The reduced requirements will allow a number of earlier containers, which did not satisfy the rules of OPBZ-8, to be returned to use after small modernizations.

2. For packages TUK-28, TUK-38, TUK-46, used for transportation of depleted uranium in the form of HFU, certain difficulties will arise. These packages will not meet the requirements of additional thermal testing. Creation of heat-shielding containers will result in an increase of package dimensions larger than the transport dimension (in height) and thus require a transition to transportation in a horizontal position. This further may require development of new structures for fastening the packages onto vehicles and possibly reduce loading capacity.

Task 3

Within the framework of task 3, we estimated the methods and technologies of packing, storage and transportation of the plutonium dioxide received from a new plant for chemical processing and sent to a new plant for the manufacture of MOX fuel.

The estimate of methods of manipulating received plutonium dioxide takes into account the infrastructure for handling plutonium dioxide that is currently in use in Russia. The following variants of storage and transportation of the received plutonium dioxide are considered:

- Containers (drawings A.65.074.000; A.4103.00.00; Φ.20.65.184.000; Φ.20.65.185.000; Φ.235.65.2249.000) now are used for storage and transportation of plutonium dioxide in the transport packages TUK-30 (TUK-30M, TUK-30M1).
- Russian certificates of permission for design and transportation of plutonium dioxide in transport packages TUK-30 (TUK-30M, TUK-30M1) are made official.
- Container PT402.100 (PT402.200) developed by VNIITF as a part of TUK of the type AT-400 is not used at the present.

The package was not tested. Substantiation of conformity of the package to the requirements of the rules for safe transportation of radioactive materials is absent. The design of the package has not been certified.

A conservative estimate of radiation safety of the packages has shown that, in terms of radiation protection, transport packages TUK-30 (TUK-30M, TUK-30M1) have the better protective properties. This makes use of the TUK-30 preferable. The existing number of packages is not sufficient to transport the quantities of plutonium dioxide specified in the Technical Project. An increase in the fleet of containers and vehicles is necessary.

Task 4

Within the framework of task 4, we completed an estimate of methods of transportation of the mixed fresh uranium-plutonium (MOX) fuel and packages for transportation of fuel assemblies and fuel elements with MOX fuel existing in the Russian Federation. Possible routes of transportation of fuel assemblies from the manufacturing plants to Russian nuclear power stations and research systems with BN-600, VVER-1000 and BOR-60 reactors are presented. Methods of packing and transportation, including the necessity of research and development of new package designs, were considered.

Analysis of the designs of transport packages has shown the following:

1. Existing packages TK-S2, TK-S3 and TK-S33 enable us to ensure transportation of fuel assemblies (FA) and fuel elements of BN-600 reactor only in the initial stage of fulfillment of the Program (about 10 FA per year). Variants that use existing TK-S5 packages for transportation of experimental FA from the VVER-1000 reactor require additional calculations. For use of existing internal TUK for transportation of BOR-60 FA, additional substantiation is necessary.

2. At the second stage of the Program (44 BN-600 FA per year), it will be necessary to modernize the TK-S2, TK-S3 and TK-S33 and, additionally, manufacture five to ten more of each TUK. Also, it is expedient to begin the simultaneous development of new prospective packages for BN-600 fuel assemblies and fuel elements. For the transportation of 18 VVER-1000 fuel assemblies, it is necessary either to use TUK TK-S5 (in the case of positive results of calculations at the first stage) or to modernize it (i.e., to develop the TK-S8).

3. At the basic stage of the Program (100 VVER-1000 FA per year and 286 BN-600 FA per year), it will be necessary to develop and produce new packages for BN-600 FA (approximately 150 pieces) and for VVER-1000 FA (approximately 20 of TK-S8 and 40 of TK-S9).

4. A use of fuel assemblies with MOX fuel at the Beloyarskaya nuclear power station will not require any change of handling technology with fresh fuel. However, for the Balakovskakya station, it will be necessary to modernize a warehouse for fresh fuel and to develop new equipment (e.g., a control unit for FA and protective cover for storage of FA). Also, it is necessary to analyze a transport handling technology with fresh fuel in both stations from the standpoint of maintenance of radiation protection for the personnel.

5. The conditions and order of regulation and licensing of transportation do not change during the transition from uranium to MOX fuel.

Task 5

Within the framework of task 5, we considered the basic problems of maintenance of safe transportation of components of MOX fuel and fresh MOX FA of VVER-1000, BN-600 and BOR-60 reactors, and, given the list of works which are necessary for solution of the specified problems, their approximate cost and duration and also the enterprises that would execute the projects. All the data are given for the base script of the Program according to the "Report of Joint Russian-American working group" of March, 2001.

1. Realization of the Program of recycling of conversion plutonium in Russian VVER-1000, BN-600, and BOR-60 reactors is possible under condition of maintenance of safe transportation of converted

plutonium, components MOX fuel and fresh MOX assemblies from the enterprise suppliers to power-blocks. To solve this problem, it is necessary to perform a large amount of work to modernize existing packages and create new packages.

2. Packages of the type AT-400 are used for storage of metallic plutonium. Transportation of metallic plutonium can be carried out both in AT-400 and in TYK-30 or its modifications. The vehicles for TUK-30 and AT-400 are equipped with structures for fastening packages and ensure transportation safety on the required level.

3. For transport of natural and depleted uranium in the form of oxides of uranium and salts of uranium, it is possible to use the existing transport packages: TUK-44/3, TUK-44/5, TUK AFIB.323452.002, TUK "MEVA 0485", TUK-98, TUK-67, and TUK-119. The introduction of new PBTRM rules for transportation of depleted uranium in the form of HFU requires either the development of a new container with improved thermal protection or the modernization of available containers.

4. Storage of plutonium dioxide is carried out in containers specified by drawings A.65.074.000; Y.4103.00.00; Φ.20.65.184.000; Φ.20.65.185.000 and Φ.235.65.2249.000. Transportation of plutonium dioxide and plutonium mixture can be accomplished in TUK-30 (TUK-30M, TUK-30M1) or AT-400. For organization of transportation of plutonium dioxide and plutonium mixture, it is more expedient to use the TUK-30 and its modifications, for which there is broad experience of accident-free transportation of plutonium dioxide.

The introduction of new PBTRM rules requires the modernization of internal packages TUK-30 (TUK-30M, TUK-30M1). The existing fleet of packages TUK-30 (TUK-30M, TUK-30M1) and vehicles will not ensure the required volume of transportation. It is necessary to produce in addition about 100 protective containers and three railway trucks (the exact amount to be determined at scheduling of deliveries).

It will also be necessary to issue certificates of permission for the design of the packages and transportation of the plutonium mixture in TUK-30 and AT-400.

For maintenance of safe storage and transportation of plutonium dioxide and plutonium mixture, it will also be necessary:

- To study the physical-chemical properties of PuO_2 and the structure of the gas phase in the tight container during long-term storage;
- To modernize the design of internal packages TYK-30 and test the modernized packages.

5. To maintain transportation of MOX FA:

5.1 For transportation of FA and fuel elements of reactor BN-600:

- At the first stage of the Program, it is necessary to determine the possibility for use of existing TUK TK-S3 and TK-S33; to modernize existing TUK TK-S2 and to produce a set of packages for RIAR and, if necessary, for the joint-stock company "MSZ" and PO "Mayak";
- For the basic stage, it is necessary to develop and produce 150 new packages.

5.2 For transportation of assemblies of reactor VVER-1000:

- It is necessary to determine the possibility for use of existing TUK TK-S5, at negative result to modernize TUK TK-S5 (to develop and to produce two to three TUK TK-S8);
- For the basic stage of the Program, to make a set of TUK TK-S8 or to create and produce TUK TK-S9 (to be determined by the experience of operation TK-S8).

5.3 For transportation of FA of reactor BOR-60, it is necessary to analyze conformity of the design of VTUK RIAR to the requirements of the normative documents and, by results of the analysis, to modernize VTUK.

5.4 It is necessary to develop technology for manipulating packages with MOX-fuel in nuclear power stations and to determine the necessity and volume of reconstruction of units for receiving and storage of fresh fuel.

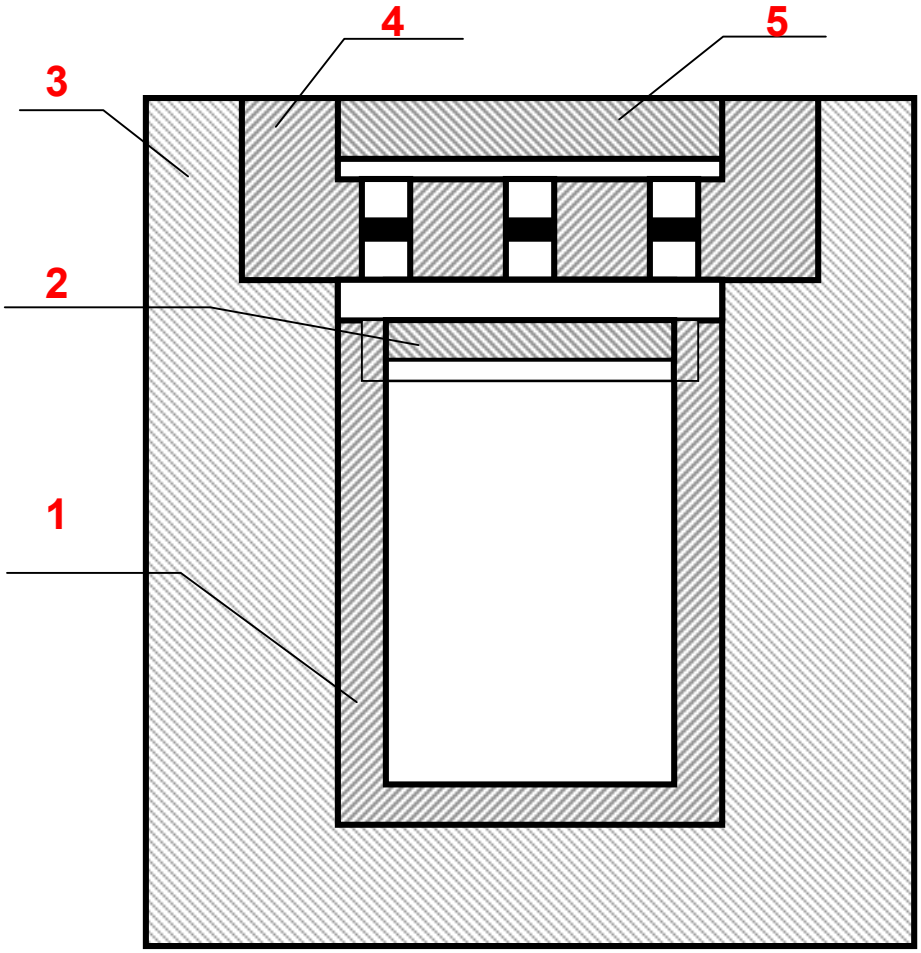
6. The total cost of completing all listed works is approximately $2 to $2.2 million US dollars (without accounting for the cost of manufacturing of packages and purchase of vehicles).

The minimal cost (in the case of using existing packages at the initial stage of the Program and the absence of a need to create the TK-S9) is $1.5 to $1.7 million US dollars.

К вопросу об использовании молекулярного фильтра для хранения PuO_2

А. Алой, НПО РИ

Исследовательский контейнер

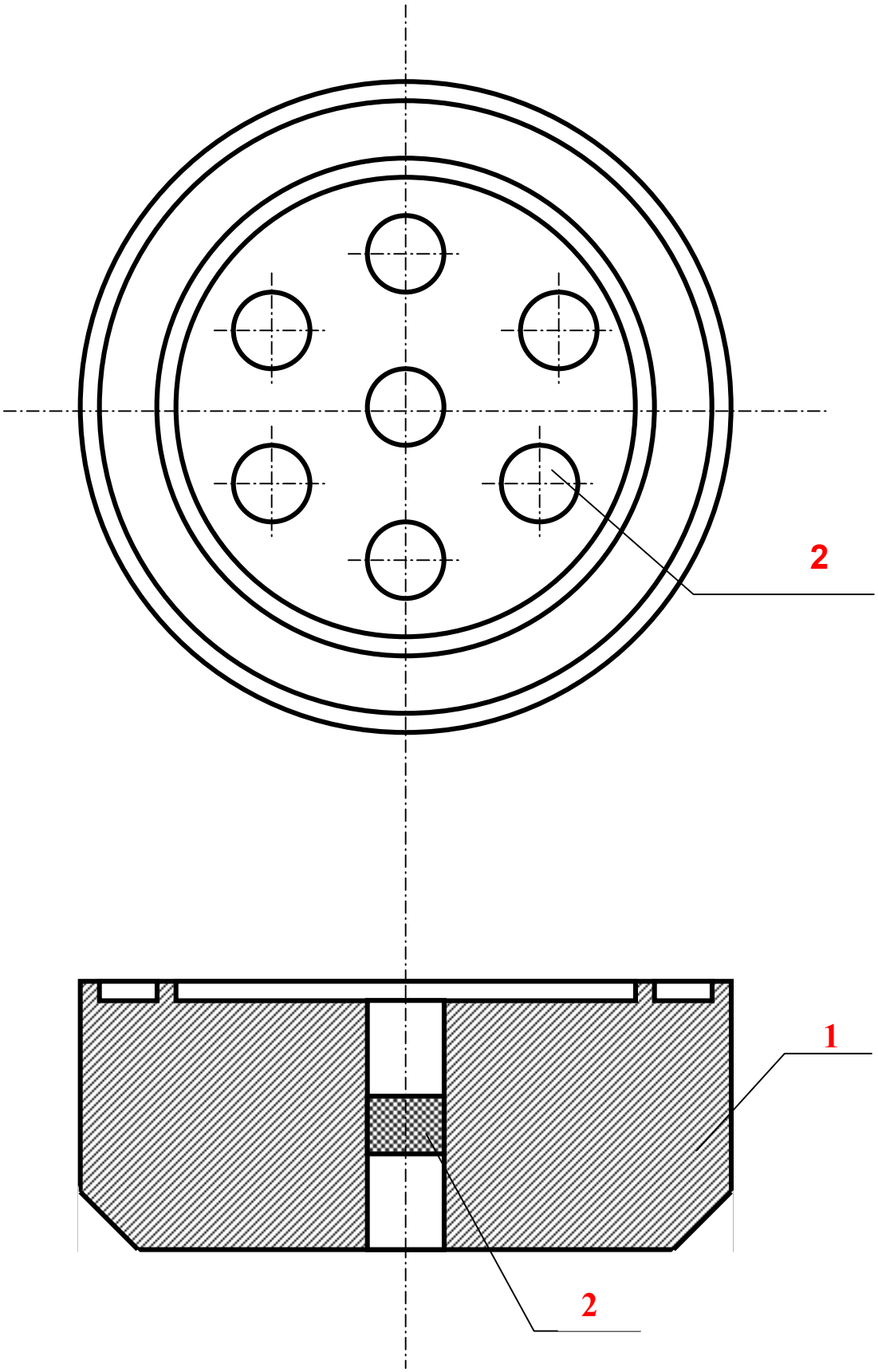


1. Внутренняя ампула, **2**. Резьбовая крышка, **3.** Наружный контейнер, **4.** Крышка с УСГ, **5.** Мембрана.

Процесс загрузки порошка диоксида плутония включал в себя следующие операции:

- ***засыпку необходимого количества диоксида плутония в ампулу 1 и закрытие ее резьбовой крышкой 2;***
- ***дезактивацию ампулы 1;***
- ***загрузку ампулы 1 в наружный контейнер 3 с последующей его герметизацией крышкой 4, снабженной УСГ и мембраной 5, аргонодуговой сваркой;***
- ***дезактивацию исследовательского контейнера.***

Устройство стравливания газа (УСГ).



1. Корпус, **2.** Фильтрующие элементы

Основные расчетные уравнения

$$F = 19.4 \cdot \frac{A^2}{H \cdot l} \sqrt{\frac{T}{M}}$$

где ***F*** – пропускная способность одиночного капилляра, л/с

A – поперечное сечение капилляра, см^2;

H – периметр капилляра, см;

L – длина капилляра, см;

T – температура, ^{o}К;

M – молекулярный вес газа, г,

$$q = F \cdot \Delta P$$

где q - поток газа, л·атм/с,

ΔP – перепад давления на входе и выходе УСГ, атм.

$$\log P = -\frac{29240}{T} + 8{,}072$$

где ***P*** – давление паров PuO_2, атм

T - температура, ^{o}К

$Pu(C_2O_4)_2 \cdot 6H_2O$

Study of PuO_2 Behavior During Long-Term Storage[1]

A. A. Karnozov, VNIINM

International agreements are responsible for the necessity of storing PuO_2 of weapons origin. The Russian Federation has undertaken obligations to convert a portion of surplus weapons-grade Pu metal to dioxide.

Long-term storage of weapons PuO_2 involves the unquestioned implementation of safety requirements. To do this requires reliable information on the evolution of gas products that cause pressurization in the sealed containers used for PuO_2 storage. Development of a container for PuO_2 storage and transportation invited research to estimate the amount of gases evolved and the maximum permissible pressure within a container.

The current understanding of processes occurring during long-term storage of radioactive Pu-containing materials is stated in the United States Department of Energy (US DOE) Standards [1] and a review [2].

US research concentrates our attention on developing methods and approaches to identification of processes resulting in pressurization within a container**.** The challenge consists in interrelated reactions, with the whole process susceptible symbolically to classification into separate components. Contribution of each process singly and in combination to the total pressure as well as typical reactions of metastable compounds and short-lived particles should be taken into account.

Studies of water desorption have shown that water is chemically and physically sorbed on the PuO_2 powder surface, the adsorptive layers being filled successively (layer by layer) and the adsorption energy decreased from 60 to 10 kcal/mole [9-11]. The chemisorbed water can be removed from the PuO_2 surface by heating up to temperatures above 900°C. The results of research on the radiolysis of water adsorbed on PuO_2 have been reported in detail [13-15]. A mathematical model describing radiolysis of “bound” water has been presented [15]. The slowed-down rate of radiolysis with time is explained through postulation of the hydrogen peroxide (H_2O_2)-PuO_2 interaction to produce superstiochiometric PuO_{2+x} .

Long exposure of PuO_2 to air evidences an increase in its crystalline lattice parameter (CLP) without change in the primary lattice [16]. Below, Table 1 presents data from x-ray diffraction examination of changes in CLP of PuO_2 samples stored for different periods [16].

[1] As presented in *Russia Excess Weapons Plutonium Disposition: LLNL Projects Review Meeting,* UCRL-ID-155117, 2003.

Table 1. Changes in CLP of PuO_2 samples during storage.

Sample #	Storage time (days)	Lattice parameter nm, ±0.00005	$\Delta a = (a - a_0)\times 10^4$ nm, ± 0,5	$\Delta a/a_0 \times 10^4$ ± 1
Oxalate precipitation				
1	100	0.53985	2.4	5
2	300	0.53995	3.4	7
3	460	0.54027	6.6	13
4	660	0.54020	5.9	11
5	820	0.54010	4.9	9
6	1000	0.54032	7.1	13
Ammonium precipitation				
7	100	0.53978	1.7	2
8	300	0.54000	4.2	8
9	460	0.54006	4.9	9
10	660	0.54020	5.9	11
11	1020	0.54058	9.7	18
12	1200	0.54076	11.5	22
Carbonate precipitation				
13	5500	0.54136	17.5	54

The CLP value for fresh PuO_2 powder is taken to be a_0 = 0.53961 nm, which is in good agreement with the literature value. Sample 13 takes up a separate line because it was produced by carbonate precipitation and stored as a sintered pellet for an extremely long time of 15 years.

It follows from x-ray analysis that samples 1 to12 are pure single phases of PuO_2 having a typical fluorite structure. The sole exception is sample 13 containing an additional phase in small amount. The phase is identified as body-centered cubic (bcc) α-Pu_2O_3 with CLP less than that reported in the literature (a=1.0859 nm). Our experimental data are in contradiction with the data of work [19] where an increase in CLP from a_0 = 0.53961 nm to 5.405 nm has been accounted for by gain in the oxygen content in PuO_{2+x}, with x varying from 0 to 0.25.

Much research is dedicated to conditions of production and the thermal stability range of super-stoichiometric PuO_{2+x} [5, 19-23]. Based on the US research, calcination in air at 350°C converts the superstoichiometric PuO_{2+x} from an “aged” to “normal” state. The American data on the effect of calcination temperature on CLP of PuO_2 are supported by VNIINM’s investigations [16].

Infrared spectroscopy shows that the adsorption spectrum for a W-PuO_2 sample stored in atmospheric air for 1.5 years exhibits 8-9 bands in the 3800-3200 cm^{-1} range of valent vibrations υ_{OH} (H_2O and/or OH-groups) [17]. The same sample calcined at 400°C exhibits only two bands corresponding to vibrations of water molecules or hydroxyl-ions [17]. The IR-spectrometric data suggest that the energies for these spectral bands might be attributed to chemisorbed state of water molecules on the PuO_2 surface.

The kinetics of accumulation of gases released into an originally vacuumed glass vessel during a long storage of PuO_2 containing various amounts of water has been investigated at 30, 50 and 100^0C [17]. The obtained relationships for gas release are characterized by two pronounced regions. The first one (within ~10 days of testing) shows a high rate of the total pressurization within the vessel. In the second region (~20 days), the pressurization rate is less than 1 mm Hg per 50 days.

The experimental data on pressurization due to gas evolution from the interaction of PuO_2 and adsorbed water to a pre-vacuumed sealed device suggest [17] that concurrent with water radiolysis a dynamic equilibrium is established between water and its vapors in the gaseous phase. The temperature-independent gas generation rate (the second portion) is good indirect evidence that this is the case. It has

been shown earlier [13,14] that an initial rate of hydrogen and oxygen generation during radiolysis of water absorbed on PuO_2 depends only slightly on temperature in the 20-100^{0}C range.

Based on comparison of earlier reported values [5,13,14,17,19-22], the rate of gas generation due to the PuO_2 -water interaction is probably dependent on the thickness of an absorbed water layer. A change in the water vapor pressure can be assumed to influence the thickness of an absorbed water layer and the gas accumulation kinetics. In this case it should be expected that these processes follow the same pattern (mechanism).

It follows from the experimental data reported and theoretical background that the total pressure of gases within a container involves, in our opinion, the pressure of:

- Air and gases, growing with increasing temperature from 20 to 100°C;
- Radiogenic helium;
- Water vapor released from PuO_2 ;
- Products of he reaction of PuO_2 and gas (including the sorbed water radiolysis).

Unlike requirements of USA DOE-STD-3013-2000 [1], we estimate the maximum pressurization within a sealed container on the assumption that under certain conditions the rate of water radiolysis by Pu α-emission is equal to the rate of water synthesis from gaseous hydrogen and oxygen, with a consequent total gas pressure much lower than that corresponding to the complete degradation of water into oxygen and hydrogen [17].

In our view, the water synthesis seems to cover only active surface centers of metal (steel container) or the PuO_2 surface. In this case a low concentration of absorbed water corresponding to two chemisorbed water monolayers filling the PuO_2 surface is responsible for synthesizing water. We believe that it is the thickness of this layer that corresponds to a dynamic equilibrium between the water degradation (by radiolysis) and synthesis [17]. The water content is estimated to be ~0.11mg/m^2 in the first monolayer and ~0.23 mg/m^2 in the second layer [9-11]. Thus, the maximum gas pressure within a sealed container for long storage must be estimated having regard not only to the water content of PuO_2 powder but to its specific surface area as well.

With its large specific surface area, PuO_2 powder is made up of μm-sized particles and has a very high sorption capacity. On long storage in an unsealed container, the water content of the powder can reach a maximum of ~2.2 mg/m^2, which corresponds to an adsorbed water thickness of ~10 monomolecular layers. At a specific surface area of 20 m^2/g water makes up ~4.4 wt.%. The maximum gas pressure estimated by our technique can be as high as 120 atm at 100°C in a 3-l container (3000 cm^3). However it is only a speculation to be checked by real practice, including the effect of unsealed, long storage of PuO_2 on the temperature and pressure within a sealed container.

References

1. DOE–STD-3013-2000, *Stabilization, Packing, and Storage of Plutonium-Bearing Materials*, Sept.2000, (available in electronic copy).
2. G. Bailey, E. Bluhm, J. Lyman, R. Mason, M. Paffet, et al., *Gas Generation from Actinide Oxide Materials*, Report LA-13781-MS, December 2000.
3. D. K. Veirs, J. S. Morris, D. R. Spearing, “Contribution of Water Vapor Pressure to Pressurization of Plutonium Dioxide Storage Containers,” in *CP532,Plutonium Futures – The Science*, Eds., K. K. Pillay and K. C. Kim, American Institute of Physics, 1-56396-948-3**,** pp.107-108, 2000.
4. 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*, Eds., K. K. Pillay and K. C. Kim, American Institute of Physics, 1-56396-948-3**,** pp.367-368, 2000.
5. L. A. Morales, T. Allen, J. M. Haschke, “Kinetics of the Reaction between Plutonium Dioxide and Water from 25°C to 350°C: Formation and Properties of the Phase PuO_{2+x}”, in *CP532,Plutonium*

Futures – The Science, Eds., K. K. Pillay and K. C. Kim, American Institute of Physics, 1-56396-948-3**,** pp.114-116, 2000.

6. J. L. Lyman, P. G. Eller, "A Conceptual and Calculational Model for Gas Formation from Impure Calcined Plutonium Oxides", in "*CP532, Plutonium Future –The Science*, Eds., K. K. Pillay and K. C. Kim, American Institute of Physics, 1-56396-948-3**,** pp.117-119, 2000.
7. L. A. Morales, "PuO_2 Surface Catalyzed Reactions: Recombination of H_2 and O_2 and the Effects of Adsorbed Water on Surface Reactivity", in *CP532,Plutonium Futures – The Science*, Eds., K. K. Pillay and K. C. Kim, American Institute of Physics, 1-56396-948-3**,** p. 112, 2000.
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. L. Stakebake, L. M. Steward, "Water Vapor Adsorption on Plutonium Dioxide," *J. of Colloid and Interface Science*, **42**(2), pp.328-333, Feb. 1973.
10. J. L. Stakebake, "A thermal desorption study of the surface interactions between water and plutonium dioxide", *J. Phys. Chem*., **77**, p. 581, 1973.
11. J. M. Haschke, T. E. Ricketts, "Adsorption of water on plutonium dioxide," *J. of Alloys and Compounds*, **252**, p.148, 1997.
12. J. L.S takebake, "The Storage Behavior Plutonium Metal, Alloys, and Oxide," *J. Nuclear Materials*, **38**, p.241-259, 1971.
13. Deliverable V. 3.1., VNIINM, Agreement C14610017-35/M1, Part V, Tasks 2.1.1., 2.1.1., 2.1.3., 2.1.3.2, 2000.
14. Deliverable X.3.3.1., VNIINM, Agreement C14610017-35/M9, Part X, and Radiochemistry (Russ), 2002, v.44, N.1, p.83-86, 2001.
15. Deliverable X. 3.3.2., VNIINM, 2001, Agreement C14610017-35/M9, Part X, and Radiochemistry (Russ), v.44, N.5, p.455-460; 2002.
16. Deliverable X .3.1., VNIINM, Agreement C14610017-35/M9, Part X; 2001.
17. Deliverable X .3.2., VNIINM, Agreement C14610017-35/M9, Part X; 2001.
18. M. H. Rand, et al., *Nature*, **195**, p.567, 1962.
19. L. A. Morales, J. M. Haschke, T. H. Allen, *Kinetics of Reaction Between Plutonium Dioxide and Water at 25°C to 350°C: Formation and Properties of the PuO_{2+x} Phase*, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, Report LA-13597, 1999.
20. 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, Report RFP-5267, June 18, 1999.
21. J. M. Haschke, T. H. Allen, *Interaction of Plutonium Dioxide with Water and Oxygen-Hydrogen Mixtures*, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, Report LA-13537, 1999.
22. J. M. Haschke, T. H. Allen, L. A. Morales, "Reaction of Plutonium Dioxide with Water: Formation and Properties of PuO_{2+x}", *Science*, **287**, p.285-287, January 14, 2000.
23. J. M. Haschke, T. H. Allen, "Equilibrium and thermodynamic properties of the PuO_{2+x} solid solution", *J. of Alloys and Compounds*, **336**, p.124-131, 2002.
24. Luis Morales, Mark Brugh, Scott Barney, Ubaldo Gallegos, Yvonne Mazza, *Thermal Gravimetric Analysis with Moisture Detection Systems for Water Determinations: A Study on Selected 3013 Materials*, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, LA-UR-02-3728 Rev. 1.1, October 2002.

25. T. Jachimowski and M. Paffett, *A Technical Discussion of Issues Relating to Moisture Measurement and Weight Loss/Gain for TGA (Inert) Analyzed Actinide Oxide Materials with emphasis on the effect of carbon on these materials*, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, LA-UR-02-2946, November 13, 2002.
26. C. A. Colmenares, “Oxidation mechanisms and catalytic properties of the actinides”, *Progress in Solid State Chemistry*, **15**, pp.257-364,1984.
27. J. M. Duffey, R. R. Levingstone, *Gas Generation Testing of Plutonium Dioxide*, WSRC-MS-2002-00705,Westinghouse Savannah River Company (available electronically at http://www.osti.gov/bridge), 2002.

16-18 февраля 2004 года
г. Санкт-Петербург,
Государственный региональный
образовательный центр
Совещание по планированию работ
в рамках контрактов с ЛЛНЛ

Решение вопросов безопасного обращения при хранении и транспортировании диоксида плутония ГХК и следующий этап исследований (контракт B522213)

К.Г.Кудинов, А.А.Третьяков, В.А.Кравченко

В настоящее время на Горно-химическом комбинате продолжается эксплуатация ядерного промышленного реактора для отопления и горячего водоснабжения города. В связи с этим, продолжается переработка облученного ядерного топлива с получением диоксида плутония.

С 1995 года, согласно Межправительственному соглашению между РФ и США, нарабатываемый плутоний, после выделения из облученного топлива и очистки от примесей, подлежит контролируемому хранению в виде диоксида плутония. Для выполнения межправительственного соглашения от сентября 2000 года для утилизации этого плутония потребуется создание производства МОКС-топлива на территории Российской Федерации, что повлечет необходимость в проведении работ по его переупаковке и транспортированию на завод по производству МОКС-топлива.

Поскольку создание производства смешанного уран-плутониевого топлива длительный по времени процесс, диоксид плутония необходимо будет хранить на промышленных площадках. Анализ ситуации с организацией длительного хранения выявил несколько сложных моментов, которые заключаются в следующем:

- в настоящее время промышленные площадки не имеют хранилищ необходимой вместимости, способных принять на длительное хранение диоксид плутония до использования его в производстве МОКС-топлива;

- используемые упаковочные комплекты не предназначались для длительного хранения диоксида плутония, имеют в соответствии с конструкторской документацией ограниченный ресурс и требуют непрерывного технического обслуживания;

- при длительном хранении изменяются некоторые параметры диоксида плутония, что создает проблемы в соблюдении требований системы контроля и учета ядерных материалов;

- процедура долговременного хранения диоксида плутония не регламентирована нормативной документацией.

Для обоснования выполнений условий обеспечения долговременного безопасного хранения на ГХК диоксида плутония и его транспортирования по территории Российской Федерации, в рамках Программы по научно-техническому сотрудничеству в области обращения с плутонием, более не используемым в военных программах, между ГХК и ЛЛНЛ был заключен контракт, предусматривающий решение следующих задач:

- анализ соответствия существующих технологий упаковки, хранения и транспортирования диоксида плутония действующим национальным и международным нормам и правилам, регламентирующих безопасность при обращении с ядерными материалами;

- подготовка предложений по комплексу мероприятий, выполнение которых позволит повысить степень безопасности при выполнении процедур хранения, упаковки и транспортирования диоксида плутония.

Хранение диоксида плутония на Горно-химическом комбинате производится в специальном хранилище, обеспечивающем возможность контроля и обслуживания в течение длительного времени. Хранилище оборудовано приточно-вытяжной вентиляцией, стационарными дозиметрическими приборами, сигнализирующими о повышении γ-фона, системой отбора воздуха для определения концентрации плутония в

помещениях, подъемно-транспортными механизмами, системой охранной сигнализации, системой физической защиты.

Ядерная и радиационная безопасность при хранении диоксида плутония обеспечивается выполнением комплекса организационных и технических мероприятий

Биологическая защита персонала обеспечивается размещением упаковок с диоксидом плутония в специальных защитных контейнерах.

Физическая защита диоксида плутония в хранилище соответствует требованиям ведомственных нормативных документов.

Для обеспечения работы реактора до пуска в эксплуатацию замещающего источника энергии, ГХК начал разработку проекта расширения существующего склада диоксида плутония, расположенного в горных выработках предприятия (объекты 70-71, 100).

В настоящее время начаты проектные работы по дополнительному расширению склада, поскольку Минатомом России было принято решение о передаче диоксида плутония, полученного на СХК, для его хранения на складе ГХК. Хранилище предусматривает размещение диоксида плутония до пуска в эксплуатацию производства МОКС-топлива.

На этапе реконструкции склада решаются вопросы создания дополнительных отсеков хранилища и не затрагиваются вопросы, связанные с профилактическими работами по обслуживанию упаковок с диоксидом плутония.

Хранение диоксида плутония на Горно-химическом комбинате производится в транспортном комплекте, состоящем из внутреннего контейнера и стакана.

Стакан является первичной емкостью, в которую загружается диоксид плутония. Он представляет собой цилиндрический сосуд, изготовленный из нержавеющей стали 12Х18Н10Т. Стакан закрывается полиэтиленовой крышкой. Максимальная загрузка стакана диоксидом плутония - 5кг.

Внутренний контейнер состоит из корпуса, внутренней и наружной крышек. Крышка и корпус изготовлены из коррозионностойкой стали 12Х18Н10Т. Крышка внутреннего контейнера двойная. Наружная крышка крепится к корпусу на защелках. Соединение между корпусом и крышками герметизируется уплотнительной резиновой прокладкой. Срок службы резинового уплотнения

внутреннего контейнера в соответствии с ГОСТом составляет три года. Внутренние контейнеры, оборудованы фильтрами с использованием ткани Петрянова, которые обеспечивают дыхание контейнера.

В настоящее время на складе ГХК находятся комплекты разного срока изготовления. Срок эксплуатации 69 % упаковок превышает 5 лет. За время эксплуатации ремонт комплектов не производился, за исключением замены полиэтиленовых крышек стаканов и уплотнительных резиновых прокладок внутренних контейнеров. При визуальном осмотре контейнеров перед очередным заполнением производилась их выбраковка и утилизация как твёрдых РАО. Более 40 % контейнеров, заполненных диоксидом плутония, находятся в существующем складе более 5 лет.

Проведенный на ГХК анализ показал, что при длительном хранении диоксида плутония в существующих контейнерах возможно разрушение крышки стакана. Велика вероятность нарушения герметичности соединения между корпусом и крышкой внутреннего контейнера после окончания установленного срока эксплуатации уплотняющей прокладки. Использование ткани Петрянова в фильтрующих элементах внутреннего контейнера приводит к сорбции диоксидом плутония влаги из воздуха и, как следствие, изменению веса упаковки.

Транспортирование диоксида плутония между предприятиями производится в транспортном контейнере ТК-30М, изготовленному по проекту ГИ ВНИПИЭТ.

Транспортный контейнер состоит из корпуса и крышки, изготовленных из коррозионностойкой стали. Корпус контейнера и крышки представляет собой сварную конструкцию, образованную двумя цилиндрическими обечайками с приваренными к ним днищами, расположенными одна в другой. Пространство между обечайками и днищами заполнено специальным бетоном. Герметичность контейнера обеспечивается двумя прокладками из специальной резины.

Всё вышеперечисленное оборудование составляет транспортный упаковочный комплект ТУК ТК-30М.

В соответствии с действующей в России государственной нормативной документацией транспортирование ядерных материалов и изделий на их основе осуществляется на основании сертификатов-разрешений.

В 1991 году транспортный упаковочный комплект прошел испытания на стендовой базе ГИ ВНИПИЭТ на соответствие требованиям ОПБЗ-83. Испытания подтвердили, что транспортный упаковочный комплект обеспечивает безопасность и герметичность контейнера при транспортировании ядерных материалов в соответствии с требованиями, предъявляемыми к упаковкам типа В 1 класса ядерной безопасности и 2 категории радиационной опасности. По результатам

испытаний Горно-химическому комбинату был выдан сертификат- разрешение на конструкцию и перевозку упаковок с продуктом 30б «Транспортный упаковочный комплект ТУК-30М» RU/2324/B(U)F-85T, срок действия сертификата истек 31.03.03 года. Испытания на соответствие ТУК ТК-30 требованиям «Правил физической защиты ядерных материалов» не проводились.

Транспортирование ТУК с диоксидом плутония по территории России производилось в специальном багажном вагоне.

Указанные выше причины:

- ограничение срока эксплуатации резиновых прокладок и полиэтиленовых крышек,
- необходимость проведения транспортных операций при перевозке упаковок с СХК,
- изменение характеристик диоксида плутония при длительном хранении,

приводят к необходимости создания модернизированных упаковок, обеспечивающих долговременное безопасное хранение диоксида плутония, и проведения исследования процессов, протекающих при длительном хранении диоксида плутония в этих упаковках с полномасштабной загрузкой диоксида плутония в промышленных условиях. Решение о замене существующих упаковок на модернизированные, разрабатываемые ГИ ВНИПИЭТ, будет принято после их сертификации. Поэтому, ГХК в ближайшее время (4-5 лет) будет хранить диоксид плутония в существующих упаковках, которые из-за особенностей своей конструкции, по всей видимости, не позволят обеспечить его

безопасное хранение (обеспечение герметичности) в течение длительного периода времени.

С целью повышения надежности и безопасности использования упаковок в течение длительного периода времени требуется проводить периодическое техническое обслуживание упаковок, сопряженное с заменой крышек стаканов и уплотняющих прокладок внутреннего контейнера. Для реализации поставленной задачи на ГХК потребуется создание узлов по техническому обслуживанию упаковок, включающих в себя организацию рабочих мест по дезактивации внутреннего контейнера и стакана, ремонта контейнеров и замене резиновых уплотнений контейнера и крышки стакана.

В соответствии с требованиями нормативных документов, прием упаковок с СХК на новое место хранения и отправка упаковок на предприятие по производству МОКС-топлива будет осуществляться после проведения их входного контроля.

Аналогичный по объему процедур контроль упаковок будет осуществляться и на СХК.

Кроме того, во время долговременного хранения диоксида плутония необходимо предусмотреть возможность для американских специалистов проведения процедур, подтверждающих выполнение российской стороной взятых ею на себя международных обязательств по обращению с ЯМ оружейного качества.

Поэтому, как на предприятии-поставщике, так и на предприятии-получателе необходимо наличие унифицированной системы неразрушающего анализа ЯМ, позволяющей решать эти задачи.

В каждой измерительной системе должен быть предусмотрен однотипный интерфейс для ввода контролируемых в системе учета и контроля параметров и передачи этих параметров в соответствующие измерительные системы в других контрольных точках измерения. В этом случае будет обеспечиваться объективное сравнение данных отправителя и получателя, что поможет исключить влияние человеческого фактора, связанное с ошибками при вводе и сохранении данных.

На основании сравнительного анализа состояния дел с хранением диоксида плутония на ГХК предложены к решению шесть задач, которые учитывают вновь вводимые требования при проведении операций по всей схеме движения диоксида плутония: упаковка в контейнер, длительное хранение на складе, транспортирование на новый завод переработки:

- создание на ГХК стенда технического обслуживания контейнеров;
- создание на ГХК стенда электрохимической дезактивации контейнеров от диоксида плутония;
- создание и сертификация модернизированного контейнера для длительного хранения диоксида плутония;
- проведение испытаний ТУК на соответствие требованиям физической защиты при транспортировании ядерных материалов;
- разработка унифицированной системы неразрушающего контроля;
- разработка нормативной документации.

February 16-18, 2004
Saint Petersburg
State Education Center (SEC)
LLNL Contract Planning Meeting

Safe Handling Solutions For MCC's Plutonium Dioxide Storage and Transferring and Next Study Phase

(Contract No. B 522213)

K.G. Kudinov, A.A. Tryetyakov, V.A. Kravchenko

At present the Mining and Chemical Combine keeps the commercial nuclear reactor operating for supply heat and hot water for the city. Therefore, the irradiated nuclear fuel is still processed for separating plutonium dioxide.

Since 1995, in accordance with the Governmental-to-Government Agreement between the Russian Federation and the USA, plutonium, being separated from SNF and purified from impurities, has been subjected to controllable storage as plutonium dioxide. In furtherance of the intergovernmental agreement dated September 2000, treatment of this plutonium will require establishment of a MOX-fuel production facility in Russia, and the need will be to repack and transfer this type of fuel to the MOX-fuel production facility.

Since the establishment of the mixed oxide fuel production is a long process, it will require storing plutonium dioxide at industrial sites. The analysis of establishment of long-term storage showed some difficult issues, which are as follows:

- At present the industrial sites do not have sufficient capacity storage facilities, which are able to store plutonium dioxide for a long period till it use in the MOX-fuel production;
- The used package systems were not intended for long-term storage of plutonium dioxide due to their limited life time as specified by their design documentation, and require proper maintenance;
- Some properties of plutonium dioxide change in long-term storage, which makes problems for the site to meet nuclear materials control and accounting requirements;
- The regulatory documents do not govern a long-term storage procedure.

In order to assure requirements for providing long-term storage of plutonium dioxide at MCC and its transferring along the Russian Federation territory under the Program for scientific and technical cooperation in management of plutonium, which is no longer required for nuclear military programs, the contract by and between MCC and LLNL was entered into for resolution of the following issues:

- Analysis of compliance of the existing technologies for plutonium dioxide packing, storage and transferring with the current Russian and international standards and rules regulating safety in nuclear materials management;
- Preparation of proposals for implementation of a package plan, which will be instrumental in enhancing safety in conducting procedures for plutonium dioxide storage, packaging and transferring.

At the Mining and Chemical Combine plutonium dioxide has been stored at the specialized storage facility providing for control and maintenance over a long period. The storage facility is equipped with the combined exhaust and plenum ventilation system, fixed signaling γ-radiation dosimeters, the air sampling system for determination of plutonium concentration in the premises, lifting- and transferring machines, the intrusion alarm system, and the physical protection system.

Nuclear and radiation safety in plutonium dioxide storage is assured by conducting a series of organizational and technical measures.

The occupational safety (a biological protection) is assured by placing plutonium dioxide packages in the specialized protective containers.

At the Plutonium Dioxide Storage Facility physical protection is performed in compliance with the federal standard requirements.

In order to provide for the reactor operation till an alternative energy source commissioning, MCC started development of the project for enlarging the existing plutonium dioxide storage facility, which is situated in the Combine's underground part (objects 70-71, 100).

Since Minatom took the decision on transferring plutonium dioxide separated at the Siberian Chemical Combine to MCC for storage purposes, the design activities have been started for additional enlargement of the storage facility. The storage facility is able to accommodate plutonium dioxide till the MOX-fuel production is commissioned.

At the storage facility reconstruction phase, the issues of creation of the additional storage sectors are being resolved, and the issues related to preventive maintenance of plutonium dioxide packages are not.

At MCC, plutonium dioxide has been stored within the transportation facility consisted of a transferring (inner) container and a can.

The can is an initial reservoir for plutonium dioxide. It is a cylinder-shaped vessel made of 12Cr18Ni10Ti stainless steel. The can is closed with a polyethylene cover. The maximum can capacity for plutonium dioxide is 5 kg.

The inner container consists of a body, and inner and outer covers. The covers and the body are made of 12Cr18Ni10Ti stainless steel. The inner container cover is twofold. The outer cover is attached to the body with latches. The body and covers are tightly jointed with a sealing rubber gasket. According to the Federal Standard (GOST) the rubber seal life is 3 years. The inner containers are equipped with Petryanov's filters, which allow the container to "breath".

At present, the MCC's storage facility accommodates the transportation facilities of a different manufacture date. The operational life of 69% packages exceeds 5 years. Over their operational life, the packages were not maintained, except for replacement of the polyethylene can covers and the sealing inner container gaskets. Prior to the routine filling with, the containers have been visually inspected and if required, have been rejected and disposed of as solid radwaste. More than 40% containers with plutonium dioxide have been stored at the existing storage facility for more than 5 years.

The analysis conducted at MCC showed that when plutonium dioxide is stored in the existing containers for a long period, the can cover can deteriorate. The possibility of failure of the seal between the body and the inner container cover is very high, once the specified operational life is over. The Petryanov's cloth in the inner container filters causes plutonium dioxide sorption of moisture from air, thus resulting in the gain of the package weight.

Between the enterprises plutonium dioxide is transferred in TK-30 transferring container designed by the All-Russian Design Research Institute of Complex Power Technology (GI VNIPIET).

The protective container consists of a body and a cover made of stainless steel. The container's body and cover present a welded construction formed with two cylindrical shells, where one is parallel to the other, and the bottoms welded to those. The space between cylindrical shells and the bottoms is filled up with special concrete. The container tightness is provided with two gaskets of special rubber.

All the mentioned equipment is a part of the transportation facility called TUK TK-30M.

In accordance with the Russian federal regulatory documents, nuclear materials and NM-based goods transportation is performed only when the supplier got the special permits/certificates.

In 1991 the transportation facility TUK-30M was tested on the testbed at the All-Russian Design Research Institute of Complex Power Technology for compliance with OPBZ-83 requirements (Basic Rules For Safety and Physical Protection in Nuclear Materials Transportation). The tests showed that the transportation facility provides for the container safety and air-tightness in NM transportation as required for B1 nuclear safety class and the 2nd radiation hazard category packages. The testing results allowed MCC to be granted with the certificate/permit for the design of and transportation of the packages with product 30b, "TUK-30M Transportation Facility" RU/2324/B(U)F-85T, with validity till March 31, 2003. There was no testing for compliance of TUK TK-30 with the requirements set forth in the "Rules for Physical Protection of Nuclear Materials".

Along the Russian Federation territory TUK with plutonium dioxide was transferred in a special baggage car.

The above reasons, which are

- Limited life of the rubber gaskets and polyethylene covers,
- Necessary transferring activities when the packages are forwarded from SCC,
- Change in plutonium dioxide characteristics during a long period

lead to the necessity of creation enhanced packages allowing the long-term and safe storage of plutonium dioxide, and of conducting researches of processes taking place in the long-term storage of

plutonium dioxide in this type of the packages, when plutonium dioxide is loaded therein on a full-scale commercial basis. The decision for replacing the existing packages with the enhanced ones, being developed by GI VNIPIET, will be made after their certification. Therefore, in the near future (4-5 years) MCC will store plutonium dioxide in the existing packages, which are due to their design, in all probability, will not provide for safe plutonium storage (will not assure proper tightness) during a long period.

In order to enhance reliability and safety in using the packages over a long period, it is required to carry out the package maintenance work, which should go along with the replacement of the can covers and the sealing gaskets for the inner containers. In order to have this task accomplished, MCC has to create the technological areas for servicing the packages, as well as for decontaminating the inner containers and cans, maintenance of the containers, and replacement of the sealing container gaskets and the can covers.

In accordance with the standard requirements, reception of the packages from SCC at the new storage area and forwarding of the packages to the MOX-fuel production facility will be performed after their incoming inspection.

The similar control procedures for the packages will be conducted at SCC.

Also, while the long-term storage of plutonium dioxide, the US specialists should have the possibility to conduct procedures, which will be an evidence of the Russian party meeting the international commitments on weapon-grade nuclear materials management.

Therefore, both the supplier organization and the recipient organization must have the unified system of NM Non-destructive Assay System, which will let these tasks be addressed.

Each measurement system shall have a single-type interface for entry of the parameters, which are controllable in the accounting and control system, and for transfer of these parameters to the appropriate measurement systems at other reference measurement points. So, the unbiased comparison of the sender's data with those of the recipient is guaranteed not taking into account an influence of so called human factor associated with errors in data entry and saving.

Based on the conclusion made from the comparative analysis of the existing MCC's PuO_2 storage activities status, six tasks were proposed for realization, which take into consideration the requirements newly implemented for all procedures related to the plutonium dioxide flow, i.e. packing into the container, long-term storage at the specialized facility, and transfer to the new reprocessing plant:

- Development at MCC of the bed for maintenance of containers;
- Development at MCC of the bed for PuO_2 electrochemical decontamination of containers;
- Development and certification of the enhanced container for long-term storage of plutonium dioxide;
- Testing of TUK for compliance with the requirements for NM physical protection in transportation;
- Development of the unified non-destructive assay system;
- Development of a regulatory document.

16-18 февраля 2004 года
г. Санкт-Петербург

Решение вопросов безопасного обращения с диоксидом плутония, его хранения и транспортировки на ГХК (контракт B522213) и следующий этап исследований.

В настоящее время на Горно-химическом комбинате продолжается эксплуатация ядерного промышленного реактора для отопления и горячего водоснабжения города. В связи с этим, продолжается переработка облученного ядерного топлива с получением диоксида плутония

С 1996 года, согласно Межправительственному соглашению между РФ и США, нарабатываемый в промышленном реакторе ГХК плутоний, после выделения из облученного топлива и очистки от примесей, подлежит контролируемому хранению в виде PuO_2.

Хранение диоксида плутония на Горно-химическом комбинате производится в специальном хранилище, обеспечивающем возможность контроля и обслуживания в течение длительного времени.

Для выполнения Соглашения между Правительством Соединенных Штатов Америки и Правительством Российской Федерации от сентября 2000 года для утилизации плутония потребуется создание производства МОКС-топлива на территории Российской Федерации, что повлечет необходимость в проведении работ по его переупаковке и транспортированию на завод по производству МОКС-топлива

Поскольку создание производства смешанного уран-плутониевого топлива длительный по времени процесс, диоксид плутония необходимо будет хранить на промышленных площадках.

Анализ ситуации с организацией длительного хранения выявил несколько сложных моментов, которые заключаются в следующем:

- в настоящее время промышленные площадки не имеют хранилищ необходимой вместимости, способных принять на длительное хранение диоксид плутония до использования его в производстве МОКС-топлиыва ;
- используемые упаковочные комплекты не предназначались для длительного хранения диоксида плутония, имеют в соответствии с конструкторской документацией ограниченный ресурс и требуют технического обслуживания;
- при длительном хранении изменяются некоторые параметры диоксида плутония, что создает проблемы в соблюдении требований системы контроля и учета ядерных материалов;
- процедура долговременного хранения диоксида плутония не регламентирована нормативной документацией.

Для обеспечения работы реактора до пуска в эксплуатацию замещающего энергоисточника, ГХК начал разработку проекта расширения существующего склада диоксида плутония. Планируется прием на хранение упаковок СХК.

Для обоснования выполнений условий обеспечения долговременного безопасного хранения на ГХК диоксида плутония и его транспортирования по территории Российской Федерации, в рамках Программы по научно-техническому сотрудничеству в области обращения с плутонием, более не используемым в военных программах, между ГХК и ЛЛНЛ был заключен контракт.

Контракт, заключенный между ГХК и ЛЛНЛ, предусматривал решение следующих задач:

- анализ соответствия существующих технологий упаковки, хранения и транспортирования диоксида плутония диоксида плутония действующим национальным и международным нормам и правилам, регламентирующих безопасность при обращении с ядерными материалами;
- подготовка предложений по комплексу мероприятий, выполнение которых позволит повысить степень безопасности при выполнении процедур хранения, упаковки и транспортирования диоксида плутония.

- Хранение диоксида плутония на Горно-химическом комбинате производится в транспортном комплекте, состоящем из внутреннего контейнера и стакана.
- Срок эксплуатации 69 % упаковок более 5 лет.
- Более 40 % контейнеров, заполненных диоксидом плутония, находятся в существующем складе более 5 лет.

- Стакан является первичной емкостью, в которую загружается PuO_2 .
- Стакан представляет собой цилиндрический сосуд, изготовленный из нержавеющей стали.
- После заполнения PuO_2 стакан закрывается полиэтиленовой крышкой.
- Максимальная загрузка стакана диоксидом плутония - 5кг

- Внутренний контейнер состоит из корпуса, внутренней и наружной крышек.
- Соединение между корпусом и крышками герметизируется уплотнительной резиновой прокладкой. Срок службы резинового уплотнения внутреннего контейнера в соответствии с ГОСТом составляет три года.
- Внутренний контейнер оборудован фильтрами с использованием ткани Петрянова, которые обеспечивают дыхание контейнера.

Недостатки упаковки:

- разрушение крышки стакана при длительном хранении PuO_2;
- возможность нарушения герметичности соединения между корпусом и крышкой внутреннего контейнера;
- сорбция PuO_2 влаги из воздуха через фильтрующий материал.

С целью повышения надежности и безопасности использования упаковок в течение длительного периода времени потребуется проводить периодическое техническое обслуживание упаковок, сопряженное с заменой крышек стаканов и уплотняющих прокладок внутреннего контейнера.

- Транспортировка PuO_2 за пределами ГХК производится в транспортном контейнере ТК-30М, в специальном багажном вагоне.
- В соответствии с действующей в России государственной нормативной документацией транспортирование ядерных материалов и изделий на их основе осуществляется на основании сертификатов-разрешений.

- В 1991 году транспортный упаковочный комплект прошел испытания на стендовой базе ГИ ВНИПИЭТ на соответствие требованиям ОПБЗ-83.

- Испытания подтвердили, что транспортный упаковочный комплект обеспечивает безопасность и герметичность контейнера при транспортировании ядерных материалов в соответствии с требованиями, предъявляемыми к упаковкам типа В 1 класса ядерной безопасности и 2 категории радиационной опасности. Выдан сертификат разрешение на конструкцию и перевозку упаковок с PuO_2.

- Испытания на соответствие ТУК ТК-30 требованиям «Правил физической защиты ядерных материалов» не проводились.

В соответствии с требованиями нормативных документов, прием упаковок с PuO_2 на новое место хранения и отправка упаковок на предприятие по производству МОКС-топлива будет осуществляться после проведения их входного контроля.

Во время долговременного хранения диоксида плутония необходимо предусмотреть возможность для американских специалистов проведения процедур, подтверждающих выполнение российской стороной взятых ею на себя международных обязательств по обращению с ЯМ оружейного качества.

Поэтому, как на предприятии-поставщике, так и на предприятии-получателе PuO_2 необходимо наличие унифицированной системы неразрушающего анализа ЯМ, позволяющей решать эти задачи.

Задачи, выполнение которых позволит повысить степень безопасности при выполнении процедур хранения, упаковки и транспортирования диоксида плутония:

- - создание на ГХК стенда технического обслуживания контейнеров;
- - создание на ГХК стенда электрохимической дезактивации контейнеров от диоксида плутония;
- - создание и сертификация модернизированного контейнера для длительного хранения диоксида плутония;
- - проведение испытаний ТУК соответствие требованиям физической защиты при транспортировании ядерных материалов;
- - разработка унифицированной системы неразрушающего контроля;
- - разработка нормативной документации, регламентирующей длительное хранения делящихся материалов.

V. Spent Fuel Storage and Transportation Activities

A Framework And Comments For Discussing RF MFFF MOX Fabrication: Waste Treatment And Disposal Issues Plutonium Packaging, Storage and Transportation Issues Spent Fuel Storage and Transportation Issues

For presentation at:
LLNL Contract Planning Meeting
February 16-18, 2004
State Education Center (SEC)
St. Petersburg, Russia

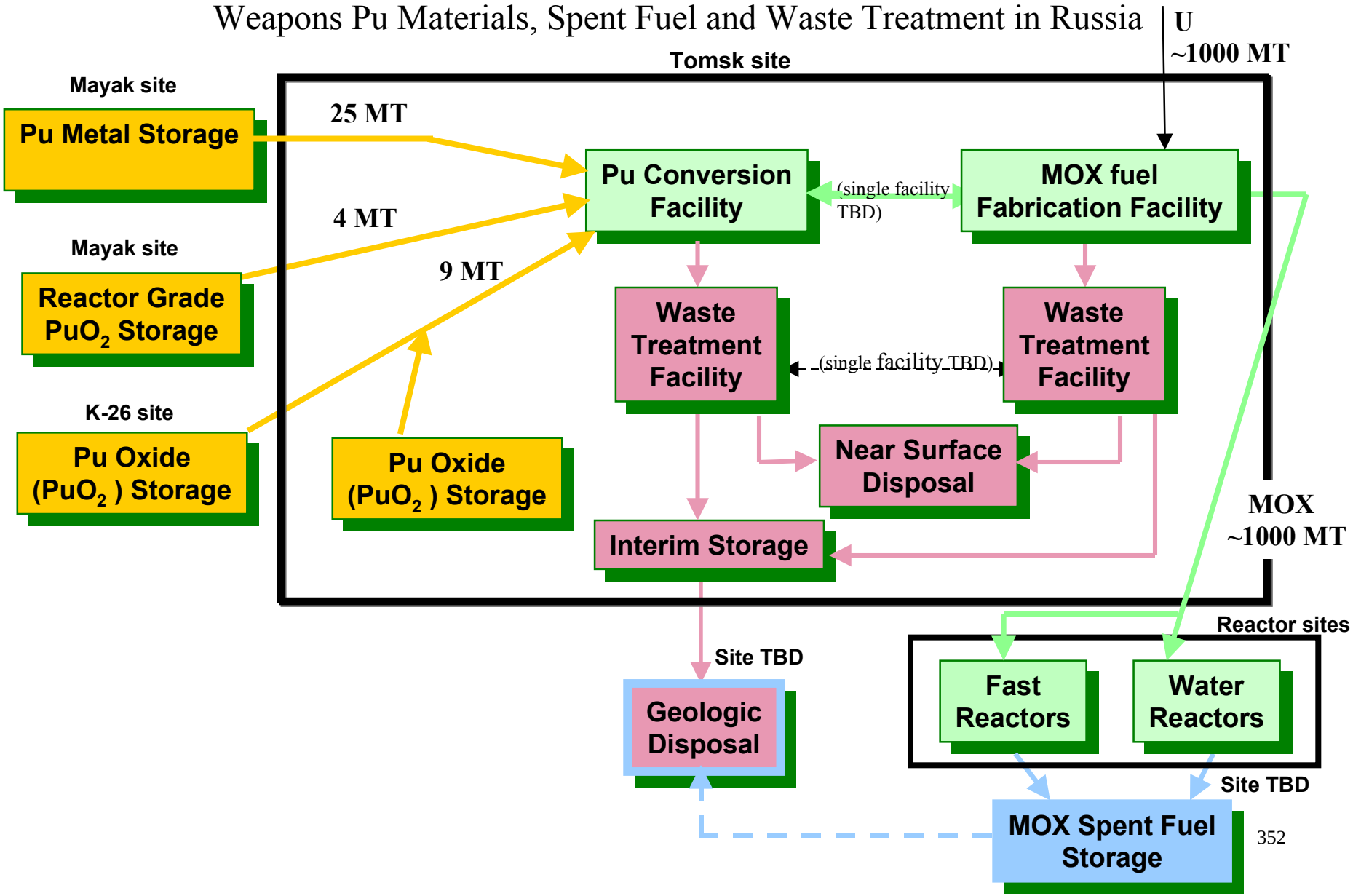
L. J. Jardine

Lawrence Livermore National Laboratory

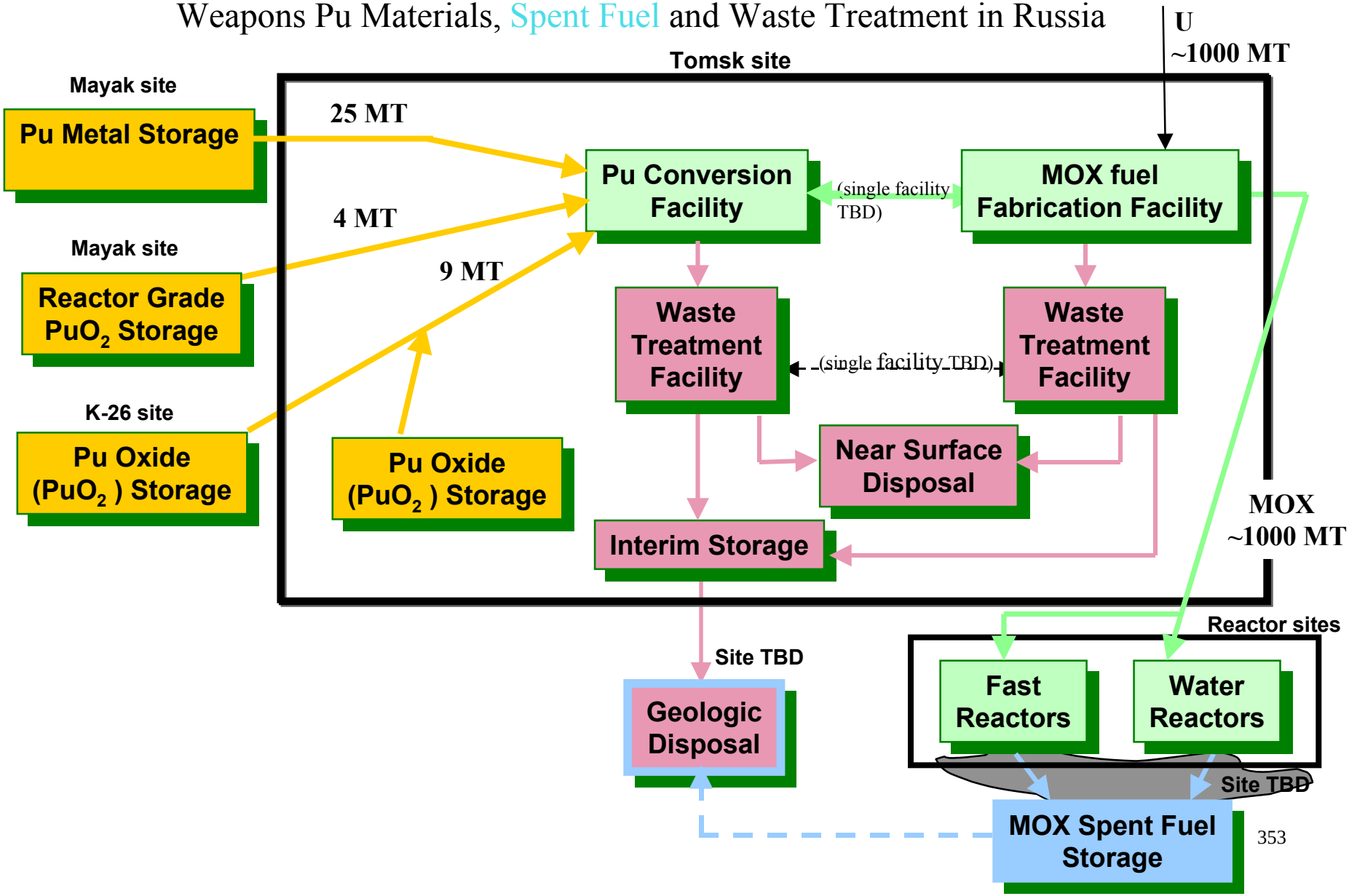
UCRL-PRES-202195

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.

Framework for Storage, Packaging and Transportation of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia



Framework for Storage, Packaging and Transportation of Weapons Pu Materials, Spent Fuel and Waste Treatment in Russia



Packaging, Storage and Transportation of Spent Fuel Issues

- What is site for MOX storage?
  - On the site of reactors or some other place
- Will only wet (pool) storage need to be considered for MOX?
- What will be transportation casks in year ~2020
- BN-600 radial blanket spent fuel issues

Utilizing Existing SNF Storage Infrastructure in the Russian Federation for the Storage of MOX-Spent Fuel[1]

O. P. Anisimov, N. S. Tikhonov, A. I. Tokarenko, Yu. V. Kozlov, N. V. Razmashkin, A. L. Serova, A. V. Barzigin, VNIPIET

1. Fuel assembly designs

Russian weapons-grade plutonium disposition is supposed to be done by mixed-oxide (MOX) fuel irradiation in light water (VVER-1000) and fast reactors (BN-600). The VVER-1000 and BN-600 MOX fuel assembly (FA) designs for reactors for use in Russian Federation (RF) weapons-grade plutonium disposition, and their mass and dimensional characteristics, are similar to those of uranium FAs.

Commercial VVER-1000. The VVER-1000 fuel assemblies are jacketless. The jacketless fuel assembly is a hexagonal welded structure consisting of a frame, 312 fuel elements, spacing grids, a bottom bearing grid, and head and tail pieces.

BN-600. The FA design for the BN-600 reactor uses core and breeding blanket fuel assemblies similar in design and consisting of a jacket, head and tail pieces, a grid, and a bundle of fuel elements.

2. Storage of VVER-1000 and BN-600 SNF

Currently 8 power units of VVER-1000 reactors are operational in Russia: 4 units at the Balakovo nuclear power plant (NPP), 2 units at Kalinin NPP, 1 unit at Novovoronezh NPP, 1 unit at Volgodonsk NPP, and 1 unit of the BN-600 reactor at the Beloyarsk NPP.

VVER-1000 SNF storage at NPP. After unloading from the reactor, VVER-1000 SNF is stored for 3-5 years in the at-reactor cooling pond located in the central hall of the reactor unit in close proximity to the reactor. The total volume of the at-reactor cooling pond for VVER-1000 SNF is 1100 m^3.

In the course of design activity, the total cooling pond capacity was determined based on the possibility of simultaneously placing inside it 2.5 cores, which contain 165 tons of uranium (t U). Spent airtight FAs are stored in racks on the cooling pond bottom. The racks also have cells in which to place airtight cans with unsealed FAs.

The space between cells is 400 mm and 300 mm along the equilateral triangle in case of reracking.

VVER-1000 storage at MCC. The storage facility for VVER-1000 SNF at the Mining and Chemical Combine (MCC) RT-2 plant was commissioned in 1985. SNF is supposed to be stored in baskets for spent FAs. A basket accommodates 12 spent fuel assemblies (SFAs), and the designed storage facility capacity is 1100 baskets, which accommodates about 6000 tU. Currently, work is under way to increase the SNF capacity by using baskets that hold 16 SFAs. The improved capacity will be 8400 t U. The annual SNF exported for storage at MCC is not a constant figure.

BN-600 SNF storage at Beloyarsk NPP. After unloading from the reactor, BN-600 SFAs come to the at-reactor cooling pond for storage. The design-basis storage period for SFAs in the cooling pond is 3 years. Spent FAs are stored in baskets placed on the cooling pond bottom. SFAs can be put inside baskets in cans or without them.

The design-basis capacity of the cooling pond is sized to accommodate 90 baskets, each having 35 spent FAs. The effective capacity is 67 baskets. As of the beginning of 2002, about 1100 spent FAs (32 baskets) are stored in the cooling pond; 800 of them are core FAs and 300 are radial blanket FAs.

[1] As presented in *Russia Excess Weapons Plutonium Disposition: LLNL Projects Review Meeting*, UCRL-ID-155117, 2003.

BN-600 SNF storage at BPO «Mayak». BN-600 SNF baskets are close in size to VVER-1000 SNF baskets and are located in the same compartment of the storage facility. The compartment holds 210 baskets. Other compartments of the operative storage facility at PO "Mayak" accommodate baskets with SNF of research reactors, marine reactors, and naval nuclear power units as well as unreprocessible SNF of AMB-100 and AMB-200 reactors brought for storage from the Beloyarsk NPP.

Anticipated quantity of VVER-1000 and BN-600 SNF for long-term storage, including MOX fuels

Currently, 19 VVER-1000 reactors are operative at 8 NPPs in Russia and the Ukraine (8 and 11 respectively) from which a total of about 420 t of SNF arise each year. Two more units with VVER-1000 reactors are operative at the "Kozloduy" in Bulgaria. Nuclear power plants with VVER-1000 power units are under construction in China and India. The commissioning of three VVER-1000 power units is planned in Russia by 2010.

The need to take into account the foreign VVER-1000 reactors is due to the fact that spent fuels from the Ukrainian NPPs and from the "Kozloduy" NPP are not currently received for storage in the MCC wet storage facility. However, in the future, it is assumed that foreign fuels will be accepted for storage in the RF, and this affects the demand for storage capacity for VVER-1000 SNF, including MOX fuels.

Total SNF volume of RF NPPs as of the end of 2001 is 533.5 t U in NPP storage facilities and 1280 t U in the MCC storage facility. Moreover, the MCC storage facility accommodates about 1830 t U of SNF from the foreign NPPs (in Ukraine and Bulgaria). Accordingly, the existing MCC storage facility is filled almost to 50% of capacity. The NPP storage facilities are filled to less than 40%.

The forecast for anticipated quantities of VVER-1000 SNF, based on the assumption that the new VVER-1000 power units would be in operation and currently operative units that will exhaust their resources using 3-year campaign and a 40-year service life would be decommissioned, gave the following results:

- Total VVER-100 SNF quantity from Russian NPPs by the year 2025 will be 7,390 t U;
- Total VVER-100 SNF quantity from Russian and foreign NPPs will make up about 19220 t U.

The calculation of VVER-1000 SNF for Russian and foreign NPPs for a longer period, until 2040, is rather difficult, since it is currently impossible to take into account all the agents capable of affecting nuclear power development rates both in Russia and all over the world. At the same time, the total quantity of VVER-1000 SNF probably will rise and could reach 30,000-35,000 t U. It is quite natural to expect that this quantity will include MOX fuel.

Accordingly, the conclusion can be made that the existing storage facilities are insufficient to store spent fuels from VVER-1000 reactors, including MOX fuels in the future. In this connection, it is necessary to take actions to increase the capacities of SNF storage facilities and to organize their reprocessing (see section 3 below).

Regarding the evaluation of BN-600 SNF inventory it should be emphasized that the closed-circuit fuel cycle is implemented in Russia for that SNF type, i.e. after unloading from the reactor and 3-year cooling in the at-reactor pond all the BN-600 spent fuels are forwarded to PO "Mayak" for preprocessing. About 145 tU of BN-600 SNF was reprocessed by 2000.

3. Spent MOX fuels storage of VVER-1000 and BN-600 reactors

According to the weapons-grade plutonium disposition scenarios currently under consideration, the total quantity of spent MOX fuels makes up 3309 FAs for BN-600 and 1537 FA for VVER-1000.

The spent MOX fuel management procedure allows preliminary cooling in at-reactor ponds after unloading from the reactor and subsequent long-term dry storage.

VVER-1000 spent MOX fuel storage at NPPs. Since the design and mass and dimensional characteristics of VVER-1000 MOX FAs are similar to those of the VVER-1000 uranium FAs, the SFA management procedure at NPPs should not suffer any substantial cooling changes.

With the reactor shut down, the MOX FA can be unloaded into the at-reactor cooling pond through a special reloading compartment that is in service only within the shutdown period. Before the scheduled reloading, the compartment is filled with borated water and opened between the reactor and the storage pond.

Spent MOX FAs, just like the uranium FAs, will be located in racks of the at-reactor store. Because all the spent fuel handling operations at NPP are carried out under the protected water layer, no extra actions to assure radiation safety during these operations are needed. Meanwhile, it should be borne in mind that, according to the regulations valid in Russia, any alteration in the NPP design, including spent fuel management, requires justification. This means that unloading of even three experimental VVER-1000 MOX FAs requires an extra nuclear and radiation safety analysis.

VVER-1000 spent MOX fuel storage at MCC. After storage in at-reactor ponds, MOX fuels are supposed to be transferred to the operative wet storage facility at MCC.

The capacity of the MCC existing storage facility is 6000 t U for VVER-1000. After capacity improvements, this will increase to about 8400 t U. As of the beginning of 2002, the storage facility was filled to 50% of capacity. An analysis of VVER-1000 SNF accumulation, made in view of commissioning new VVER-1000 units, and decommissioning currently operative units, shows that the total quantity of VVER-1000 SNF from Russian NPPs will make up 7390 t U in 2025.

The total capacity of VVER-1000 SNF storage facilities available at NPPs and MCC is 7600 t U. However, a considerable portion of the MCC storage facility is occupied with SNF from foreign NPPs (the Ukraine and Bulgaria). These fuels are supposed to be received in future.

Accordingly, the available capacities for VVER-1000 SNF including MOX fuels will not be sufficient. In this connection, the following actions have been determined and are being implemented:

- The construction of a new wet storage facility is scheduled at PO "Mayak" that can accommodate 325 01X baskets with VVER-1000 spent FAs, which makes up 1570 t U. The basket is sized to hold 12 SFAs. The use of 02X baskets to hold 16 SFAs in the future will increase the capacity up to 2090 t U. VVER-1000 SNF reprocessing is scheduled after the RT-1 plant improvement has been completed (after 2007).
- The improvement of the existing VVER-1000 SNF storage facility at MCC is under way to increase its capacity up to 8400 t U.
- Design activities on a new 33,000-t U storage facility for VVER-1000 and RBMK-1000 SNF have been completed, 9000 t of which are VVER-1000 SNF. The commissioning is scheduled at the end of 2005.
- The construction of the RT-2 plant at MCC to recover SNF is scheduled to be put in operation after 2020.

These actions will allow resolution of the issue of VVER-1000 SNF management, including MOX fuels.

BN-600 spent MOX fuel storage

According to the SNF management concept, after unloading from the reactor, uranium SFAs are forwarded to the at-reactor cooling pond for temporary storage. After 3 years cooling, airtight SFAs are forwarded to PO "Mayak" for reprocessing. The SNF management project does not allow longer storage of BN-600 SNF. A closed-circuit fuel cycle is provided for that type of spent nuclear fuels.

Since MOX SNF is not subject to radiochemical reprocessing, problems associated with its long-term storage arise (i.e., specifying storage technology, duration, and storage and disposal sites).

An additional but not less important problem of handling spent steel assemblies and natural boron carbide assemblies of the nonbreeding side screen used in the BN-600 reactor in MOX fuel conversion should be treated. These assemblies are not spent nuclear fuels but the problem of their disposition is closely related with that of MOX fuel conversion.

The design-basis capacity of the Beloyarsk NPP cooling pond is 90 baskets, each holding 35 SFAs. The cooling pond's effective capacity is 67 SFA baskets. As of the beginning of 2002, the cooling pond accommodated 1100 SFAs in 32 baskets (800 of them core SFAs and 3-SFAs of the radial blanket.) Moreover, the cooling pond holds about 200 unsealed SFAs which are not acceptable by the RT-1 plant.

Preliminarily spent MOX fuels will be placed in the at-reactor cooling pond. Placing spent MOX fuels in the Beloyarsk NPP cooling pond will not cause problems, if the option to store spent MOX fuels in the cooling pond for 3-4 years is chosen. This option, used for uranium fuels, allows permanent export of spent MOX fuels from the NPP site. However, the problem as to where about 100 existing SFA baskets, each with 35 SFAs, can be received and stored has yet to be resolved.

It is obvious that in case of a considerable increase in the storage period for spent MOX fuels prior to their export from NPPs, the existing cooling pond capacity at the Beloyarsk NPP will be insufficient to accommodate the SNF to be unloaded. Thus, problems concerning the place of long-term storage and storage technology can be resolved currently only in general outlines. Spent MOX fuels can be shipped from the Beloyarsk NPP either to the new wet storage facility at PO “Mayak”, where construction is scheduled for years to come, or to the MCC wet storage facility. It must be taken into consideration that both storage facilities, per design, are not intended to store BN-600 SNF. In this connection, a special design study is needed to draw a conclusion regarding the BN-600 spent MOX fuel reception conditions.

Moreover, currently there are no experimental data regarding BN-600 SFA behavior under long-term (over 5 years) wet storage conditions. Special studies will be needed to determine the permissible safe wet storage period for BN-600 SFAs. After wet storage is complete, the duration of which can be determined per those studies, the spent MOX fuels are assumed to be transferred for long-term dry storage. Currently, in Russia, a dry storage facility at MCC is under development that is sized to receive SNF from the VVER-1000 and RBMK-1000 reactors.

No problems regarding BN-600 uranium dry storage was specially discussed because the closed-circuit fuel cycle is implemented for this SNF type. A complex of R&D and design efforts will be needed to develop a dry storage technology, to specify dry storage conditions and a permissible storage period.

A final decision regarding the place, technology, and long-term storage period for BN-600 spent MOX fuels can be made by the concerned RF organizations and enterprises: Beloyarsk NPP, POP “Mayak”, MCC, RF GNK Institute of Physics and Power Engineering (IPPE), Experimental Design Bureau for Machine Building (GUP “OKBM”), the All-Russian Design and Research Institute of Complex Power Technology (VNIPIET), and concern “Rosenergoatom.”

MOX fuel storage irradiation in PWR (BWR) reactors

One of the weapons-grade plutonium disposition scenarios allows the export (sale or lease) of half the weapons-grade plutonium in the form of MOX-fuels to dispose them of at foreign NPPs with PWR and BWR reactors.

In case this scenario is implemented, the spent MOX fuel reception from foreign NPPs can be divided into two levels. The first is related to the legal regulation and norm and legal support, and the other includes organizational and engineering SNF management issues.

4. VVER-1000 and BN-600 spent nuclear fuel shipment

After cooling in at-reactor ponds, the adopted procedure for VVER-1000 SNF management allows transferring them for interim storage to the wet storage facility of the RT-2 plant under construction at MCC that plays the role of the VVER-1000 SNF centralized storage facility.

After cooling in the at-reactor pond, BN-600 spent fuels are shipped to the RT-1 plant at PO “Mayak” for reprocessing.

The shipment of VVER-1000 and BN-600 spent fuels from the NPP site to MCC and PO “Mayak” is done using packaging and conveyances developed for these SNF types.

The RF Minatom has granted certificate-permits for TUK designs and applicable SNF shipping in them (VVER-1000 and BN-600).

VVER-1000 SNF shipment

The shipment of VVER-1000 SNF is accomplished in the TK-10 and TK-13 container-wagons with packagings TUK-10B, TUK-13B, and TUK-13/1B.

TUK-10B. The TUK-10B package was created to ship spent fuel assemblies of commercial VVER-1000 reactors. It consists of a shielding container and a canister for SFAs. The TUK-10B packaging with VVER-1000 SNF refers to B (M) type as per “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials” (IAEA, 1985).

TUK 13B (TUK-13/1B). The TUK-13B (TUK-13/1B) package is intended for shipment of spent fuel assemblies from commercial VVER-1000 reactors. It consists of a shielding container and a canister for SFAs. The TUK design complies with requirements set for B(U) type packaging as per “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials” (IAEA, 1996).

A major conveyance for the TUK-10B is container-wagon, TK-10. The container-wagon is a 12-axle rail vehicle with a body in its middle part. The body is divided into three compartments: freight (with the center) and two auxiliary compartments. The freight compartment accommodates the SNF package in the horizontal position and uses electric heaters to keep a positive temperature inside the compartment irrespective of outside air temperature.

Container-wagon TK-13. The SNBF shipping packages TUK-13/1B and TUK-13B with spent fuel assemblies of commercial VVER-1000 reactors are shipped in the TK-13 or TK-13T container-wagons.

BN-600 SNF shipment

The shipment of BN-600 SNF is accomplished in TUK-11BN packages by special TK-11 railroad wagons. The TUK-11BN packaging consists of a shielding container and a canister with 35 SFA cans.

Container-wagon TUK-11. The TUK-11BN is shipped in a special TK-11 railroad container-wagon, which is an 8-axle vehicle with a body divided into 3 compartments: 1 central freight and 2 auxiliary compartments. The freight compartment accommodates the TUK-11BN with SFAs-SNF package and auxiliary equipment.

Spent MOX fuel shipment

VVER-1000 spent MOX fuel shipment. Packagings to ship spent MOX FAs are unavailable in Russia. Calculations were made to determine whether the TUK-10B and TUK-13B (TUK-13/1B) packagings, intended for shipping VVER-1000 uranium SNF, can be used to ship VVER-1000 MOX fuels.

The TUK-13B (TUK-13/1B) packaging is intended to ship 12 SFAs with a total decay heat not higher than 20 kW , which allows shipping VVER-1000 SFAs, preliminarily cooled at the NPP for 3 years. The decay heat level after a 3-y cooling period for spent weapons-grade MOX fuels is 1.95 kW per SFA. This value is higher for weapons-grade and power-grade plutonium blend MOX fuels. In this case, the packagings should be loaded with fewer SFAs or spent MOX fuels should be shipped after a longer cooling period in NPP wet storage facilities. An allowable SFA quantity to be loaded into TUK-13B to provide design-basis thermal loading and radiation parameters of the SBNF package can be determined only after specific data about MOX fuel composition and characteristics have been obtained after retrieval from the reactor and storage at NPP.

Thus, in case of the available conveyances, shipment of spent MOX fuels from NPP to MCC can be accomplished in packagings TUK-13B (TUK-1/1B) in container-wagons determined more exactly in the course of obtaining data about fuel composition and FA irradiation history.

BN-600 spent MOX fuel shipment. BN-600 uranium SNF is shipped in TUK-11BN packaging in a TK-11 container-wagon. A preliminary evaluation of the potential use of the TUK-11BN to ship spent MOX FAs considered strength analysis, radiation shield calculation, decay heat assessment, and nuclear safety analysis for one of the MOX fuel compositions. This showed that no more than 15 SFAs can be placed in one TUK-11BN in terms of radiation safety. No calculations for MOX fuels to be disposed of in the BN-600 reactor were made. Accordingly, it seems impossible to draw a definite conclusion about the capacity of the TUK-11BN for this type of fuel.

The TUK-11BN maximum capacity for spent uranium fuel in a regular canister of type 14Ur is 35 SFAs. The reduced capacity of the TUK when using it for MOX fuels will lead to an increase in the cost and quantity of shipments. Consequently, it is reasonable, after determining MOX fuel composition, to elaborate upon the use of a new TUK with a larger capacity.

Conclusions

1. The basic technology of VVER-1000 spent fuel management incorporates: a preliminary (≥ 3 years) cooling in at-reactor stores, subsequent storage in the existing wet storage facility at MCC, and then transfer for long-term dry storage in the centralized storage facility to be constructed at MCC and subsequent radiochemical reprocessing. The BN-600 SNF management technology incorporates a 3-y cooling period in the at-reactor store of Beloyarsk NPP power unit 3 and subsequent shipping to PO “Mayak” for radiochemical reprocessing.
2. A long-term outlook for SNF accumulation (until 2040) has shown that with no reprocessing, the VVER-1000 SNF quantity (including foreign SNF to be received for storage in Russia) will make up about 3000-35,000 t U. The capacities of the existing wet storage facilities (NPP, MCC, and PO “Mayak”) are incapable of storing the anticipated quantity of SNF. Moreover, a safe storage term for VVER-1000 SFAs is limited to 40 years. With no SNF reprocessing, it is necessary to switch to dry storage to provide safe VVER-1000 SNF long-term storage, and to commission new storage facilities with a capacity of ~25000 t U based upon stockpiling VVER-1000 SNF until 2040.
3. The existing conveyance fleet for VVER-1000 and BN-600 uranium SNF currently fully satisfies the shipment needs. However, their service life expires in 2003-2012 and service life extension or the creation of new TUKs and conveyances are needed to provide further shipments.
4. The basic technology of spent VVER-1000 MOX fuel management is mainly similar to that of uranium fuel management; it incorporates initial cooling in at-reactor stores, subsequent transfer to the existing wet storage facility at MCC, and then transfer to the long-term dry storage in the centralized dry storage facility at MCC. The storage duration at each stage has to be optimized in view of SNF characteristics and the need to provide normal operation of these facilities. The development of safety analysis reports for these facilities will be required.
5. The available TUK-13B (TUK-13/1B) packagings can provide spent VVER-1000 MOX fuel shipment from NPP to the MCC storage facility. The TUK capacity for SFA quantity depends on MOX fuel composition, in-reactor irradiation history, and at-NPP storage duration. The lack of data on fuel characteristics does not allow the specification of TUK capacity for SFA quantity. When obtaining these data, it is necessary to optimize the shipment pattern and consider a question regarding the expediency to create a new TUK. The expediency of using the new TUK for spent power-grade plutonium MOX fuels is obvious as the TUK capacity makes up only 25% of the design-basis.
6. The storage problem for spent BN-600 MOX fuel has to be resolved because its permanent storage in the RT-1 plant storage facilities (operative and being designed) is inexpedient and the new dry storage facility at MCC is intended only for SNF of RBMK and VVER-1000 reactors. The current operational or new SNF storage facilities at the RT-1 plant can be treated as interim storage for unloading the at-reactor store of Beloyarsk NPP unit 3, timing the required storage

duration with the commissioning of the new MCC dry storage facility. The cost-effectiveness and safety assurance of MOX SNF shipment should also be provided. The problem of storage or possible disposition of side non-breeding screen (radial blanket) steel and boron assemblies of the BN-600 MOX fuel core should be also resolved.

7. Container-wagons TK-11 and packagings TUK-11BN available in Russia are able to support BN-600 MOX SNF export. However, TUK capacity can make up about 40% of the design-basis capacity, which increases the number of shipments and shipping costs. The TK-11 service life expires in 2003-2007. In this connection it is reasonable to create a new TUK and conveyance in view of current International Atomic Energy agency (IAEA) Regulation TS-R-1.
8. The Russian experience in international fresh and SNF shipment raises the problem of weapons-grade plutonium disposition at foreign NPPs. However, a detailed elaboration of this problem seems inexpedient before information about particular NPPs, FA designs, and SFA characteristics is obtained. The use of the NPPS in the Ukraine and/or Bulgaria is possible for VVER-1000 MOX fuel disposition. In this case, all the problems of FA fabrication, delivery to NPPs, in-reactor use, and post-reactor management would be resolved just as they are resolved for Russian NPPs.
9. The problem of adapting US technologies to Russian conditions can be dealt with at the feasibility study stage, if specific data on spent MOX fuel characteristics are available.
10. The development of safety analysis, complementary documents to designs VVER-1000 and BN-600 power units and SNF storage facilities, and licensing from Gosatomnadzor to use MOX fuels in the nuclear fuel cycle are necessary to support weapons-grade plutonium disposition.

Доклад ФГУП ВНИИНМ

Обзор НИР, необходимых для обоснования условий сухого хранения отработанного МОХ-топлива

И.М. Кадарметов, В.П. Велюханов, А.Г. Иолтуховский, И.А.Шкабура

Сжигание плутония в виде МОКС-топлива, высвобождаемого в процессе сокращения ядерных вооружений и нарабатываемого в топливе энергетических реакторов преследует две цели:

Во первых устранить возможность попадания плутония в руки террористических организаций, которые могут создать на его основе ядерное или радиационное оружие.

Во вторых уменьшить использование природного, невосполнимого изотопа U^{235}, что, в принципе, может привести к положительному экономическому эффекту при повышении цен на природный уран.

В настоящее время в РФ просматривается возможность использования МОКС топлива в реакторах типа ВВЭР-1000 и БН-600.

Одним из важных вопросов обращение с МОХ-топливом является его длительное хранение.

В настоящее время в РФ обоснована возможность длительного сухого хранения ОТВС ВВЭР-1000.

Для обоснования режимов сухого хранения ОЯТ были проведены следующие исследования:

1. Исследование состояния ОТВС РБМК-1000 после эксплуатации и длительного мокрого хранения.
2. Исследование механизмов деградации оболочек твэлов и др. деталей ОТВС в процессе сухого хранения и влияние этих механизмов деградации на состояние ОТВС после окончания хранения:

При обосновании безопасности длительного сухого хранения ОТВС ВВЭР-1000 в России рассматриваются следующие механизмы деградации твэлов:

- Ползучесть материала оболочки твэла;
- Окисление сплава Zr – 1% Nb (оболочка твэла, центральная труба для ВВЭР-1000) в возможных атмосферах хранения (воздух, азот, аргон и примеси);

- Гидрирование и замедленное гидридное растрескивание (ЗГР) оболочки твэла;
- Коррозионное растрескивание деталей ТВС ВВЭР и оболочек твэлов реакторов БН, изготовленных из нержавеющих сталей.
- Доокисление диоксида урана в твэлах с дефектами и микродефектами.

Главными вопросами при сухом хранении являются состав среды (воздух, инертный газ, примеси в том числе влага) и допустимая температура оболочек твэлов. Состав среды и температура, в свою очередь, определяют механизмы деградации топлива. В частности, при хранении ОТВС в среде инертных газов определяющими факторами деградации топлива являются термическая ползучесть, взаимодействие с примесями инертной среды и замедленное гидридное растрескивание.

Ползучесть материала оболочек является одним из основных механизмов деградации отработавших твэлов при хранении в среде инертных газов. Это объясняется существенным различием в температурах оболочек твэлов при сухом и мокром способах хранения. За счет худшей, по сравнению с водой, теплопроводности газа происходит разогрев твэлов. Соответственно повышается и давление газов под оболочкой, вызывая процесс термической ползучести. Испытания термической ползучести проводились в НИИАР на рефабрикованных твэлах при температурах от 320 до 600°С в среде гелия. Результаты, полученные при исследовании ползучести оболочек твэлов, использованы при разработке математической модели поведения твэлов при длительном сухом хранении.

Замедленное гидридное растрескивание в РФ рассматривается в качестве одной из возможных причин разгерметизации твэлов с оболочками из сплава циркония в процессе длительного хранения. Замедленное гидридное растрескивание вызывается диффузией водорода к вершине трещины под воздействием градиента растягивающих напряжений, возникновением и ростом гидридов в вершине трещин. При достижении гидридом определенного размера он растрескивается, трещина подрастает на величину его размера, и происходит повторный процесс диффузии водорода, возникновения и роста гидридов в вершине трещины на новом месте. Исследования замедленного гидридного растрескивания позволили разработать модель гидридного растрескивания оболочек твэлов РБМК-1000, которая вошла в качестве составной части общей модели поведения оболочек твэлов при сухом хранении.

Окисление оболочек твэлов в результате воздействия влаги, содержащийся в газовой атмосфере хранилища, приводит к утонению (несущей нагрузку) толщины оболочки и в результате к увеличению механических напряжений в ней и увеличению скорости термической ползучести. Кроме того, при взаимодействии циркониевого сплава с водой нарабатывается водород, который может накапливаться в оболочках и приводить к их замедленному гидридному растрескиванию.

Серьезное значение для сохранения целостности оболочек твэлов в процессе сухого хранения имеет механизм разрушения топливной таблетки в негерметичном твэле в результате перехода UO_2 в U_3O_8 из-за поглощения кислорода, содержащегося в контейнере. При этом может происходить увеличение объема топливной таблетки и дальнейшее развитие дефекта оболочки с выходом радионуклидов.

При выборе газовой среды использовали опыт сухого хранения ОТВС на Западе и результаты исследований процесса доокисления двуокиси урана на воздухе, проведенных в рамках данных исследований.

В настоящее время для сухого хранения используются инертные газы, азот и воздух. Выбор конкретного газа для заполнения сухих хранилищ определяется остаточным энерговыделением и соответственно температурой ОТВС при хранении.

Западные технологии сухого хранения достаточно широко используются и планируются к использованию и для российского топлива. Так в Венгрии на АЭС «Пакш» с 1997 г. используется технология модульного сухого хранения ОТВС ВВЭР-440. Каждая ОТВС стоит в отдельном герметизированном пенале в атмосфере азота. Предельно допустимая температура оболочек твэлов при хранении 350°C. В других странах Восточной Европы в качестве среды сухого хранения используется гелий. Таким образом, в основном в качестве среды хранения используется гелий, но есть опыт хранения и в атмосфере азота.

Для хранения ОТВС ВВЭР-1000 в качестве газа, заполняющего гнездо хранения, принят азот.

Все результаты исследований обобщены в расчетной модели поведения твэлов РБМК при длительном сухом хранении, которая учитывает все механизмы деградации оболочки. Расчеты в рамках данной модели позволили определить конечное состояние ОТВС после сухого хранения и уточнить режимы хранения.

В качестве основного механизма деградации оболочки твэлов в модели рассматривается механизм ползучести.

В качестве критерия безопасного длительного хранения твэлов РБМК-1000 в среде инертного газа при нормальных и переходных режимах эксплуатации принят:

- критерий не превышения окружными деформациями ползучести уровня в 1%.

На основе разработанной расчетной модели проведены оценочные расчеты поведения облученных твэлов ВВЭР-1000 трехгодичной кампании с максимальным выгоранием в топливе, равным 59 МВт•сут/кг U. Предполагалось, что твэлы до загрузки в сухие контейнеры выдерживались в течение 20-ти лет в бассейне выдержки.

На рисунке 1 показано изменение температуры оболочек твэлов и накопленной окружной деформации оболочек твэлов за весь период хранения с учетом всех вышеперечисленных предпосылок. Из рисунка видно, что уровень деформации оболочек твэлов весьма незначителен.

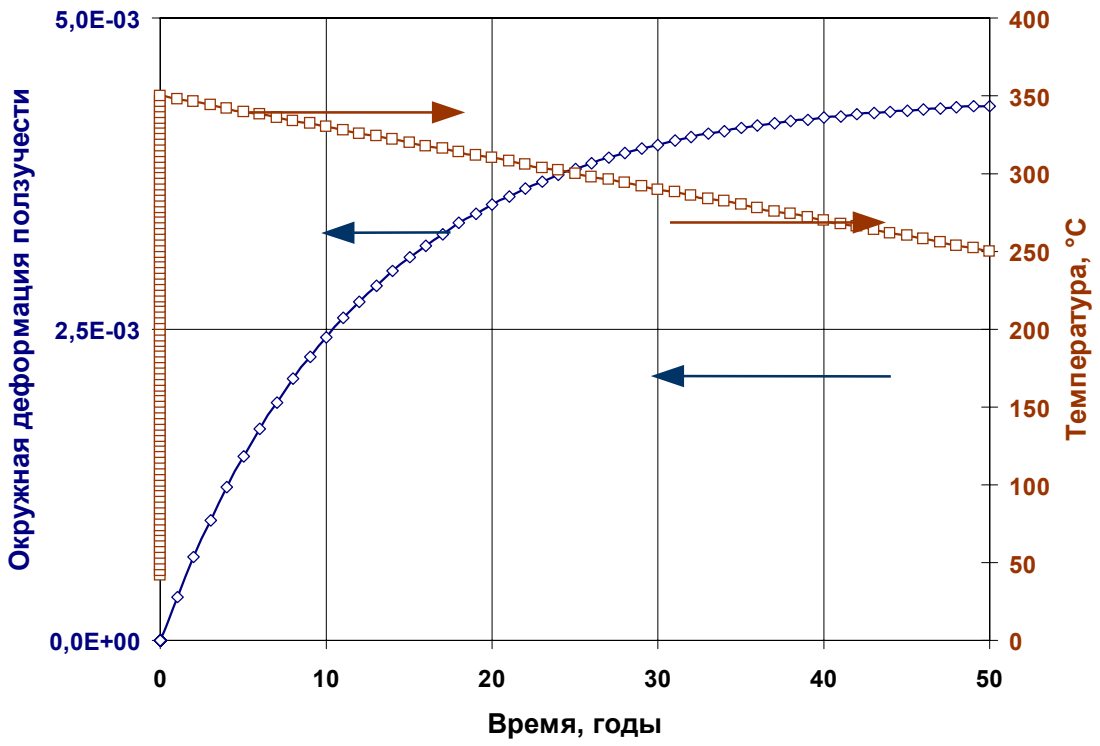


Рисунок 1 - Зависимость температуры и окружной деформации ползучести от времени.

Рисунок 2 показывает зависимость напряжений в оболочке твэла от уровня накопленной деформации. Увеличение окружных напряжений в оболочке твэла связано с весьма консервативным предположением о 100% газовыделении из топлива под оболочку за весь период хранения твэлов.

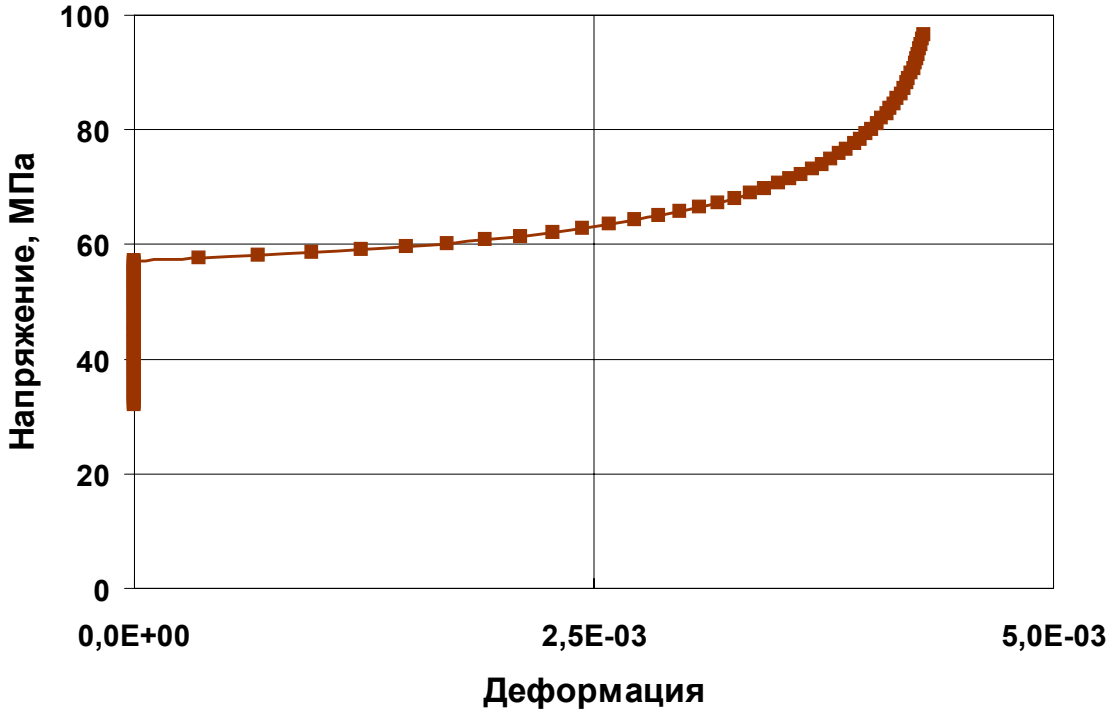


Рисунок 2 - Диаграмма деформирования в процессе хранения.

На следующем рисунке 3 приведены зависимости критического коэффициента интенсивности напряжений K_{1H} и коэффициента интенсивности напряжений K_1 гидридного растрескивания оболочек твэлов. Из рисунка видно, что за проектный срок сухого хранения разрушения по механизму замедленного гидридного растрескивания не происходит.

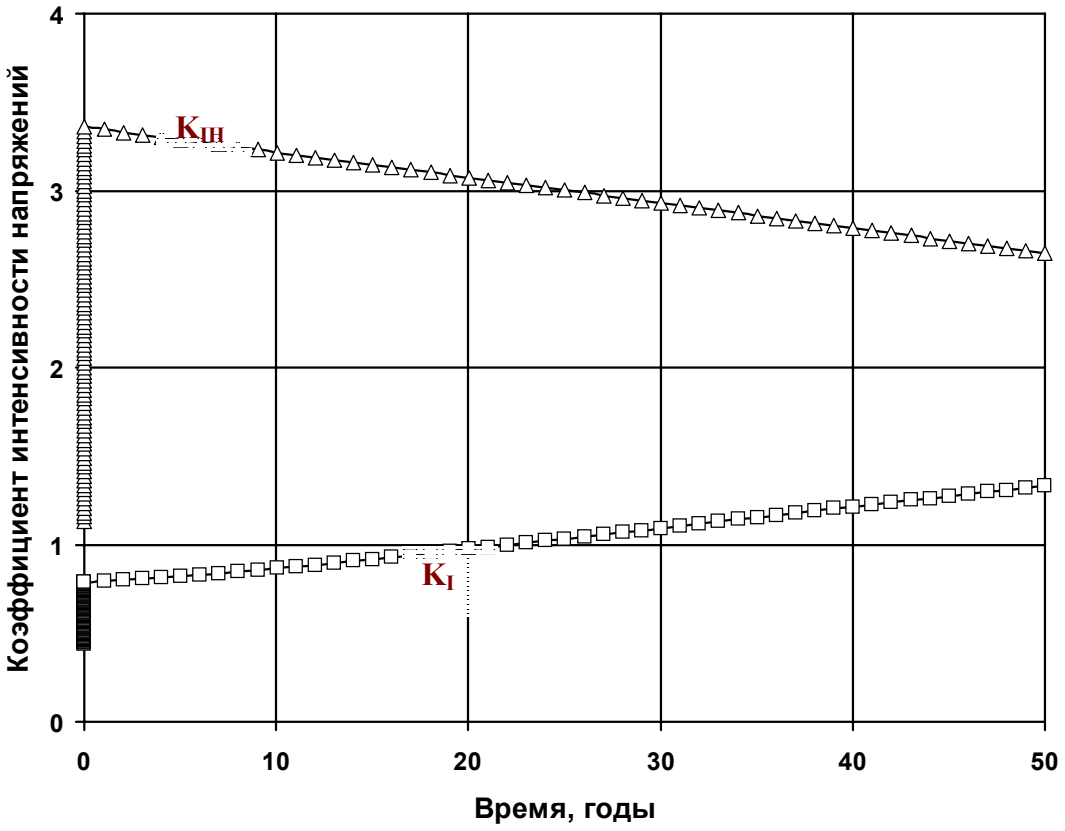


Рисунок 3- Зависимость коэффициентов интенсивности напряжений от времени.

Приведенные расчетные данные отвечают самым жестким температурным режимам, заложенным в проект МБК, и самым консервативным предположениям о поведении ОЯТ при хранении, например о 100% выходе продуктов газообразных продуктов деления под оболочку твэлов.

При обосновании безопасности длительного хранения ОТВС с МОХ-топливом необходимо провести такие же исследования с учетом специфики МОХ-топлива.

Внедрение технологии МОХ-топлива вызывает ряд технических трудностей при его производстве и хранении, что вызывает увеличение расходов:

- наличие сильного альфа-излучения, а также америция-241, высокорадиоактивного источника гамма-излучения;
- до использования в производстве МОХ-топлива плутоний может храниться ограниченный период в 2-3 года (в результате накопления америция);

- в целях увеличения выгорания и времени эксплуатации топлива необходимо большее обогащение топлива, например , 4,2 % для уранового топлива и 8 % для МОХ-топлива.

Одним из важных вопросов обращение с МОКС-топливом является его длительное хранение.

Высокая альфа-активность МОКС-топлива приводит к высокой скорости производства гелия (в конечном счете увеличивающая давление под оболочкой твэлов. Альфа-активность также приводит к высокой остаточной мощности (остаточному тепловыделению), которая зависит от выгорания.

В таблице приведены остаточные выделения окисного и МОХ-топлива.

ТАБЛИЦА I

ОСТАТОЧНАЯ МОЩНОСТЬ (W/kg) УРАНОВОГО И МОХ ТОПЛИВА, ВЫГРУЖЕННЫХ ПРИ 42 GW-d/t /19/

Время охлаждения,	Урановое топливо[a]		МОХ-топливо[b]		МОХ /U (%)
	Общее количество	Актиниды (%)	Общее количество	Актиниды (%)	
1	12,3	7	20,5	36	166
2	6,5	7	10,8	45	166
5	2,3	16	4,8	75	206
10	1,5	25	3,6	85	245
50	0,7	47	2,0	93	282
100	0,4	70	1,3	99	344
200	0,2	100	0,9	100	420

[a] Начальное обогащение: 3,7 %. [в] В Начальное Pu/HM: 5.3 %.

Как видно из таблицы МОХ-топливо имеет остаточную мощность в 1,6 – 4 раза больше по сравнению с оксидным. Это приведет к повышенным температурам ОТВС в

процессе хранения и может потребовать увеличить расстояния между ОТВС в хранилище или применить другие способы увеличения теплоотвода.

Вопросы вовлечения плутония в ядерный топливный цикл изучаются в РФ достаточно длительное время.

Начало работ в России по использованию плутония в качестве ядерного топлива относится к концу пятидесятых годов. В 1959 году в Обнинске был пущен реактор на быстрых нейтронах мощностью 5 МВт (БР-5). В качестве ядерного топлива использовался диоксид плутония. Затем его мощность была повышена до 10 МВт (БР-10) и в реакторе последовательно были испытаны три активные зоны: две – с топливом из диоксида плутония и одна активная зона из мононитрида урана. Максимальное выгорание в модернизированных конструкциях твэлов с диоксидом плутония достигало ~ 14% т.а.

В 1968 году в Димитровграде, в НИИАРе был пущен экспериментальный реактор БОР-60. В реакторе БОР-60 было облучено 16 ТВС с таблеточным и 450 ТВС с виброуплотненным МОХ-топливом.

Реактор БН-350 эксплуатируется с 1972 года в Казахстане. Штатным топливом для этого реактора является диоксид урана, но в нем успешно были испытаны и ТВС с плутониевым оксидным топливом. В 1982 году в активную зону реактора было загружено 10 ТВС с таблеточным МОХ-топливом, в 1988 году были изготовлены и загружены в реактор еще 4 ТВС с МОХ-топливом. В 1985-1987 годах в реакторе было облучено две ТВС с виброуплотненным МОХ-топливом.

В России промышленный реактор на быстрых нейтронах БН-600 был пущен в 1980 году и успешно эксплуатируется до настоящего времени. Штатным топливом в этом реакторе, как и в БН-350 является диоксид урана. Определенное количество ТВС с МОХ-топливом практически постоянно облучается в этом реакторе. К настоящему времени в реакторе успешно облучено 20 ТВС с таблеточным МОХ-топливом и 6 ТВС с виброуплотненным.

Для облучения в 1999-2000 годах поставлено еще 12 ТВС с таблеточным топливом.

Для решения проблемы длительного хранения ОТВС с МОХ-топливом необходимо провести цикл исследований включая:

1. Составление детального многоуровневого плана работ по хранению отработавшего МОКС топлива в России, используя программу Primavera.

2. Создание банка данных о ТВС подлежащих хранению, состоянию их конструкционных материалов, результатах исследования ОТВС после длительного хранения.
3. Комплекс работ по исследованию механизмов деградации материалов деталей ОТВС при длительном «сухом» хранении. Разработка обоснования безопасного «сухого» хранения ТВС в течение 50 лет.
4. Разработка расчетной модели поведения твэлов в условиях сухого хранения. Расчетное целостности ОТВС после сухого хранения в течение всего срока службы хранилища.
5. Разработка сценария и анализ аварийных ситуаций и оценка их влияния на состояние твэлов и ОТВС реакторов ВВЭР-1000.
6. Выпуск и утверждение в установленном порядке нормативно технической документации по требованиям к отработавшим ТВС реакторов ОТВС ВВЭР-1000, подлежащим переводу на сухое хранение.
7. Выпуск и утверждение в установленном порядке нормативно технической документации по требованиям к отработавшим ТВС реакторов ОТВС БН-600, подлежащим переводу на сухое хранение.

В 2004 г необходимо выполнить следующие работы:

1. Провести расчет остаточного тепловыделения отработавшего МОХ-топлива.
2. Рассчитать температуры максимально нагретых твэлов ОТВС ВВЭР-1000 с МОКС-топливом при хранении их в камерном хранилище при заводе РТ-2
3. Провести адаптацию расчетной модели поведения твэлов при сухом хранении к твэлам с МОХ-топливом.
4. Провести расчетные оценки режимов сухого хранения ОЯТ ВВЭР-1000 с МОХ-топливом в России.
5. Обработать результаты послереакторных исследований экспериментальных твэлов облученных в реакторе МИР.

Summary of Needs Required to Support MOX Spent Fuel R&D VNIINM Contract B522219

I. M. Kadarmetov, V. P. Velioukhanov, A. G. Ioltukhovsky, I. A. Shkabura

There are two objectives pursued by burning plutonium as a MOX fuel that is liberated in the course of a nuclear arms reduction process and built up in a power reactor fuel:

(1) Eliminate a possibility of obtaining plutonium by the terrorist organizations that can create nuclear weapons or radiation weapons on plutonium basis.

(2) Reduce use of natural and irreplaceable isotope U^{235}, resulting basically in a benefit on increasing the natural uranium prices.

Nowadays MOX fuel in Russia is considered for using in WWER-1000 and BN-600.

One of the important issues of management of the MOX fuel is its long-term storage.

At present the conditions for long-term safe dry storage of the WWER-1000 spent fuel assemblies have been developed in the Russian Federation.

Within the bounds of justification of SFA safe long-term dry storage the following mechanisms of fuel degradation are taken into consideration:

- The creep of fuel rod cladding material;
- Oxidation of Zr – 1% Nb alloy (fuel rod cladding, central pipe for WWER-1000 SFA) in available atmospheres for storage (air, nitrogen, argon and impurities);
- Hydrogenation and delayed hydride cracking (DHC) of claddings;
- Corrosion cracking of WWER SFA parts and claddings of fuel rods for BN reactors, made of stainless steels.
- Re-oxidation of uranium dioxide in fuel elements with defects and micro defects.

Main questions that rise upon dry storage are the composition of the atmosphere (air, inert gas, impurities and including moisture) and allowable temperature of fuel rod claddings. The medium composition and temperature, in their turn, define mechanisms of fuel degradation. In particular, the main factors defining the mechanism of fuel degradation during the SFA storage in the atmosphere of inert gases are the thermal creep, reaction with impurities containing in the inert medium and delayed hydride cracking.

The creep of cladding material is one of the main mechanisms of degradation of spent fuel elements during storage in atmosphere of inert gases. This can be explained by the

difference of fuel rod cladding temperatures when stored using dry or moist storage method. Fuel elements warm up owing to the worse gas thermoconductivity in comparison with water. And correspondingly, the gas pressure under the cladding increases due to increase of storage temperature, which causes the process of thermal creep.

The delayed hydride cracking is considered to be one of the possible causes of FE depressurization during the long-term storage in Russia. The delayed hydride cracking is induced by the diffusion of hydrogen toward the top of a crack under the influence of a tension stress gradient, appearance and growth of hydrides at the top of cracks. On attaining a definite size, hydride cracks, the crack grows up to the hydride size and repeated hydrogen diffusion, appearance and growth of hydrides at the top of the new crack occur. The delayed hydride cracking investigations conducted at the MEPhI made it possible to develop a hydride-cracking model, which is a constituent part of the general model of fuel rod cladding behavior under the dry storage conditions.

Oxidation of fuel claddings resulting from the action of moisture, which contains in the gas atmosphere of the storage facility, causes thinning of cladding thickness (bearing stress) and increase of mechanical tensions and rate of thermal creep, as a consequence. Besides, the reaction of zirconium alloy with water leads to excretion of hydrogen, which can be accumulated in claddings and result in there delayed hydride cracking.

A mechanism for fuel pellet destruction in failed fuel rods occurring due to the conversion of UO_2 into U_3O_8 because of the absorption of oxygen, which contain in the cask, is of grate importance for preservation of fuel rod claddings integrity during the long-term storage. At that, the volume of fuel pellet may increase, and subsequent propagation of the cladding defect resulting in radionuclid release may take place.

At present time inert gases, nitrogen and air are used worldwide for dry storage. A specific gas for dry storages is chosen taking into account residual energy-release and temperature of SFA during storage, correspondingly.

The dry storage technology is widely used and planned to be used for the Russian fuel. In Hungary the modular dry storage technology is used for WWER-440 SFA at “Paks” nuclear power station. Each SFA installed in a separate penal in nitrogen atmosphere. Before being stored SA is dried by air heated up to 100°C during one hour in a fuel-handling machine. The maximum permissible storage temperature of spent fuel claddings is 350°C.

As the given information suggests, helium was usually used as a storage medium due to high temperature of the fuel rod claddings stored. In Hungary, however, the WWER-440 spent fuel assemblies are stored in nitrogen.

In view of the fact that with the WWER-1000 spent fuel assemblies in storage the maximum temperature of the fuel rods does not exceed 350°C, nitrogen is taken as the gas to fill a storage cask.

All results of the investigations are generalized in a calculation model of the WWER fuel rod behavior during long-term dry storage, which takes account of all mechanisms of the cladding degradation. Calculations related to this model have allowed defining a final state of the spent fuel assemblies after their dry storage, and specifying the storage modes.

The creep mechanism is considered in the model as the basic mechanism of the fuel rod cladding degradation.

The criterion of the hoop creep strains not exceeding their preset limit (1%) is taken as a criterion of safe long-term storage of the WWER-1000 fuel rods in an inert gas medium under the normal and transient conditions of operation.

Based on the developed calculation model, the estimation calculations have been performed as to behavior of the irradiated 3-year cycle WWER-1000 fuel rods with maximum burnup of 49 MW·d/kgU. The fuel rods were supposed to be held in a cooling pool over the period of twenty years prior to their loading into the dry storage casks.

The Figure 1 shows variation of cladding temperature and cumulative hoop strain of the fuel rod claddings throughout the storage period with regard to all aforesaid conditions. As seen from the figure, the cladding strain level is insignificant.

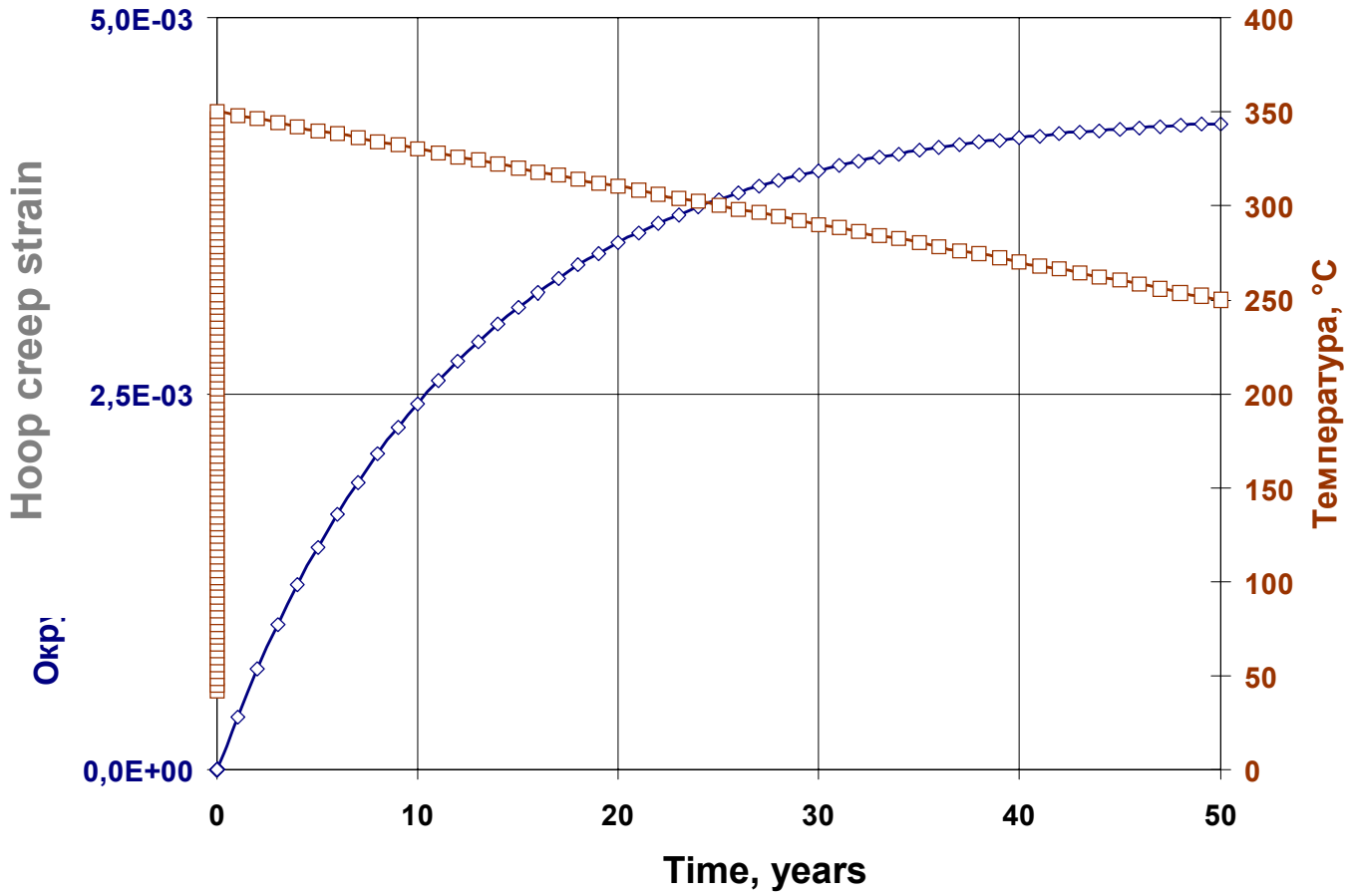


Figure 1 - Time Dependence of Temperature and Hoop Creep Strain

Figure 2 shows relationship between cladding stress and cumulative strain. Increase in cladding hoop strain is associated with the very conservative assumption of 100 % gas release from the fuel into a cladding throughout the fuel rod storage period.

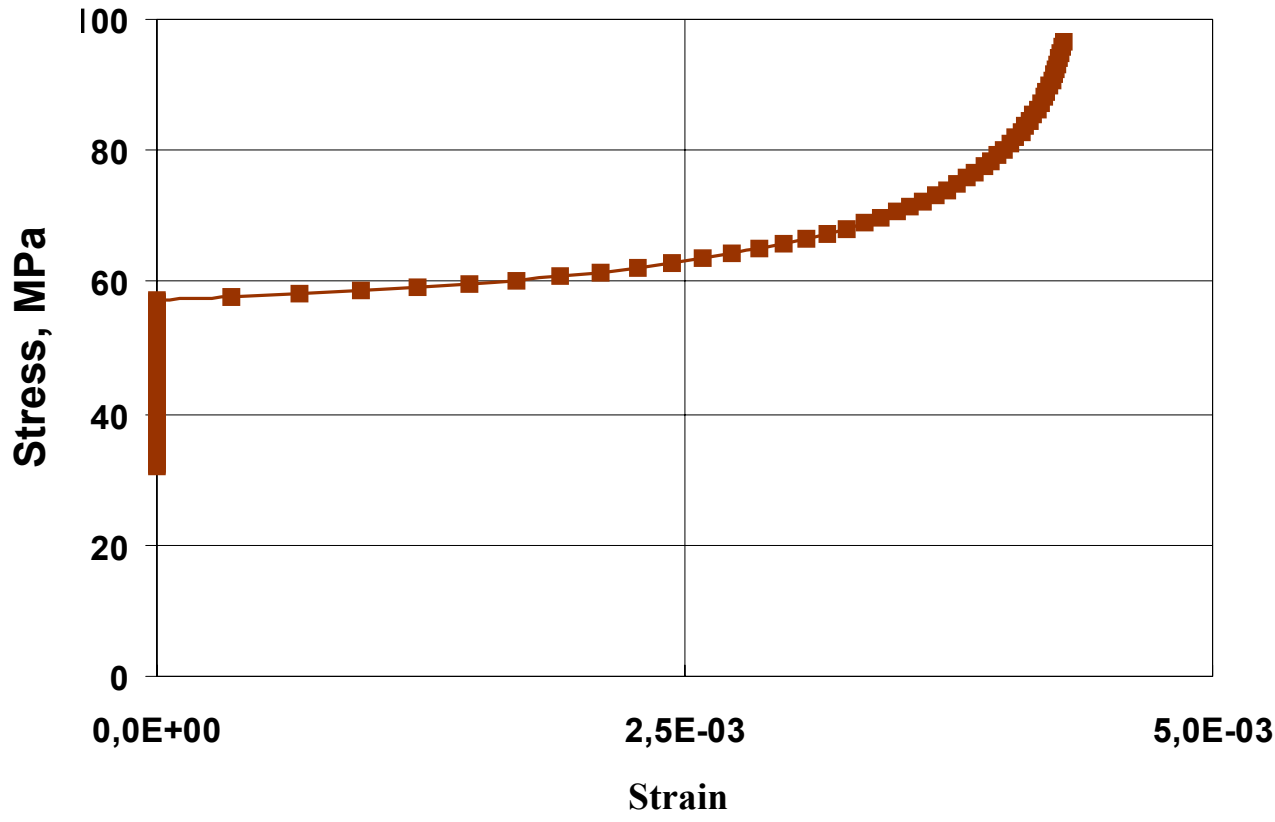


Figure 2 – Strain and Stress of Claddings While in Storage

The following Figure 3 depicts the time dependence of the critical stress intensity factor (K_{1H}) and the calculated stress intensity factor of hydride cracking of the fuel rod claddings (K_1). As is seen from the figure, no cladding failure occurs by the delayed hydride cracking mechanism during the design dry storage period.

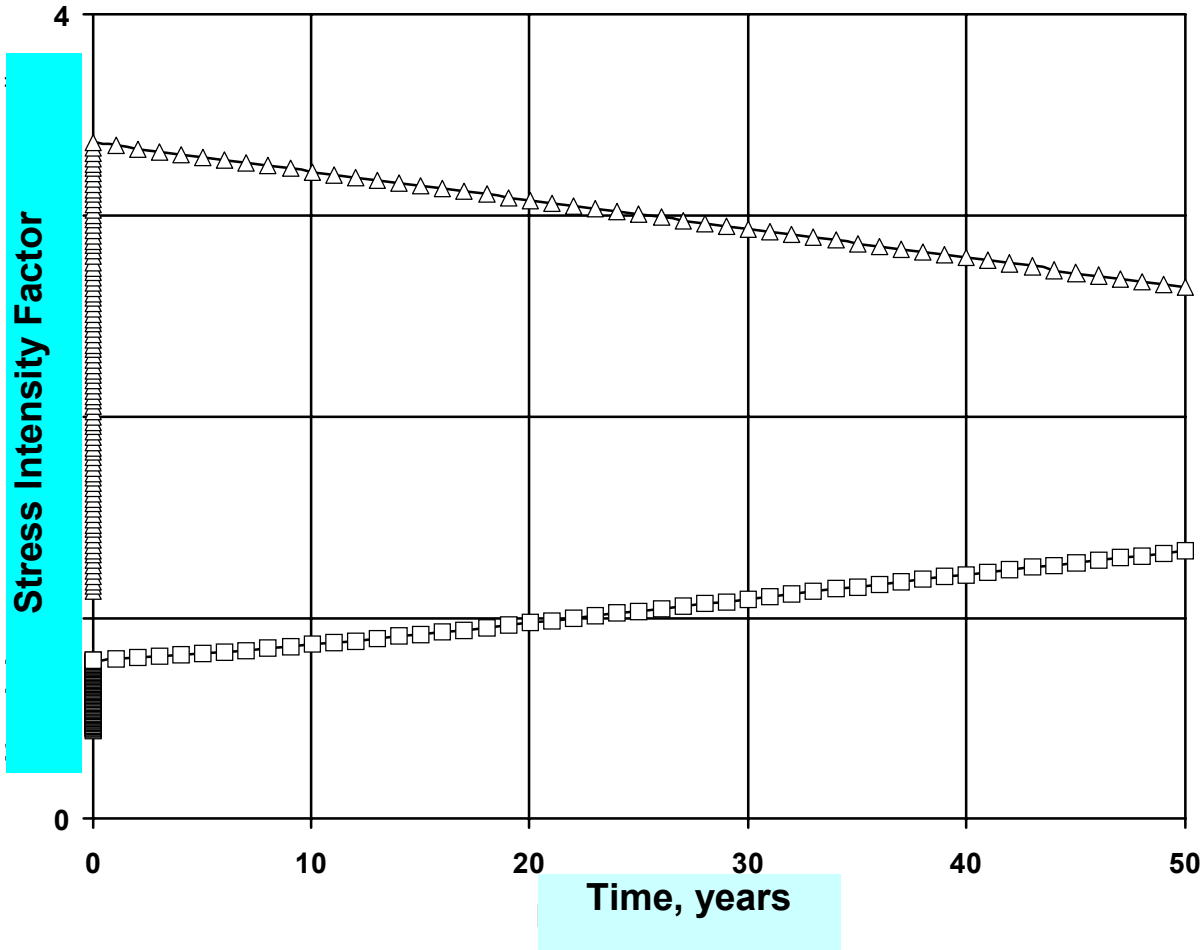


Figure 3 - Time Dependence of Stress Intensity Factors

The presented calculation data meet the hardest temperature conditions included in the metal-concrete cask design, and the most conservative assumptions on behavior of the spent nuclear fuel while in storage, i.e. the assumption that 100 % gaseous fission products are released into a fuel rod cladding.

MOX producers are faced by a number of technical constraints for the fabrication and storage of MOX, that cannot but increase cost of those activities:

- Presence of strong alpha-emitters and of americium-241, a highly radioactive gamma-emitter;

- Limited storage period of 2 to 3 years for plutonium extracted for the production of MOX before its use (due to americium buildup);
- A greater enrichment of fuel necessary to increase the time fuel rods can remain in a reactor: 4.2 percent for uranium fuel, but 8 percent for MOX. The MOX currently authorized in France contains only 5.3 percent plutonium.

One of the important issues of management of the MOX fuel is its long-term storage.

The higher end-of-life reactivity of MOX fuel assemblies results in these fuels operating at higher powers than uranium fuel assemblies during their last reactor cycle.

The high alpha activity translates into a high residual power (decay heat) that depends on discharge burnup. Additionally, the high alpha activity results in high production rate of helium (ultimately increasing pressure in closed confinements).

Table 1. Residual Power (W/Kg) of Uranium And MOX Fuels Discharged at 42 GW·d/t

Cooling time, h	Uranium fuel [a]		MOX fuel [b]		MOX/U (%)
	Total	Actinides (%)	Total	Actinides (%)	
1	12.3	7	20.5	36	166
2	6.5	7	10.8	45	166
5	2.3	16	4.8	75	206
10	1.5	25	3.6	85	245
50	0.7	47	20	93	282
100	0.4	70	1.3	99	344
200	0.2	100	0.9	100	420

[a] Initial enrichment: 3.7 %. [b] Initial Pu/HM: 5.3 %.

The onset of activities in Russia on the use of Pu as nuclear fuel dates back to the late 1950s. In 1959 a 5 MW fast reactor (BR-5) started operation in Obninsk. Plutonium dioxide was used as nuclear fuel. Then, following the testing of the reactor core with monocarbide uranium fuel, the reactor's power raised to 10 MW (BR-10) and three more cores were consecutively tested in the reactor: two cores with plutonium dioxide fuel and one - with uranium mononitride. A maximum burnup of approx. 14 % h.a. was reached in updated designs of plutonium dioxide fuel rods.

In 1968 an experimental reactor BOR-60 started operation in RIAR, Dimitrovgrad. 16 pelletized fuel assemblies and 450 MOX vibrofuel assemblies were irradiated in the BOR-60.

The BN-350 reactor is under operation in Kazakhstan since 1972. Uranium dioxide is used as standard fuel for the reactor but FAs with plutonium oxide fuel were also successfully tested. In 1982 ten pelletized MOX fuel assemblies were loaded into the reactor core and in 1988 four more MOX fuel FAs were fabricated and loaded. In 1985-1987 two FAs with vibro-compacted MOX fuel were irradiated in the reactor.

In Russia a commercial fast reactor BN-600 started operation in 1980 and it has successfully operated until now. The standard fuel of the reactor is uranium dioxide, as in the case of BN-350. A definite number of FAs with MOX fuel is under permanent reactor irradiation. 20 pelletized MOX fuel assemblies and 6 vibro-compacted fuel assemblies have been successfully irradiated by now. 12 more pelletized fuel assemblies to be irradiated were fabricated in 1999-2000.

The following investigations should be carried out to justify the safe long-term dry storage in RF:

1.Drawing up the detailed multilevel plan of work on storage of spent MOX fuel in Russia using the program Primavera.

2. Creating a database for storage-assigned SFA, condition of structural materials, and results of post long-term storage SFA investigations.

3. Work package for investigation of mechanisms for degradation of SA components during the long-term dry storage. Developments of justification for safe SA dry storage over 50 years.

4. Development of calculation model of spent fuel behavior under dry storage conditions. Calculation of SA integrity after dry storage over all storage facility service life.

5. Development of a scenario and analysis of emergency situations and their impact on the condition of fuel rods, WWER-1000 and BN-600 SFA.
6. Drawing-up and approval of normative technical documentation for the requirements for WWR-1000 SFA meant for dry storage in established order.
7. Drawing-up and approval of normative technical documentation for the requirements for BN-600 SFA meant for dry storage in established order.

The following investigations should be carried out in 2004 y.:

1. Carried out account residual heat of fuel.
2. Calculated temperatures maximum heated up fuel WWER-1000 with MOX-fuel at a storage them in chamber storehouse at a factory PT-2.
3. Carried out adaptation of calculation model of behaviour fuel at a dry storage to MOX-fuel.
4. Carried out calculations of modes of a dry storage fuel WWER-1000 with MOX-fuel in Russia.
5. Carried out post-irradiation investigation of pilot SFA with the MOX fuel in hot cells of BN-600 reactor and NIIAR;

Замена бокового воспроизводящего экрана и мероприятия по обращению с ОСБЭ и ОТВС

В. Бургутин (РЭА), А. Афанасьев (ВНИПИЭТ)

Федеральное государственное унитарное предприятие

«Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях»

«КОНЦЕРН Росэнергоатом»

Деятельность по переводу на МОКС топливо реактора БН-600

- *Облучение и послереакторные обследования ТВС с МОКС топливом.*
- *Замена бокового воспроизводящего экрана БН-600 на невоспроизводящий отражатель.*
- *Модификации реактора БН-600 и площадки Белоярской АЭС для работы с МОКС топливом.*

Основные этапы замены бокового воспроизводящего экрана

- *Технический проект и обоснование безопасности реактора БН-600.*
- *Программа поэтапного перехода на невоспроизводящий экран.*
- *Мероприятия по обращению с ОСБЭ.*
- *Подготовка производства и изготовление составных частей невоспроизводящего бокового экрана.*
- *Модернизация систем реактора БН–600.*
- *Получение лицензии на эксплуатацию блока.*
- *Замена бокового воспроизводящего экрана.*

Модернизации реактора БН-600 (гибридная активная зона)

- *Склад свежего топлива.*
- *Узел загрузки свежего топлива и внутристанционного контейнера.*
- *Система радиационного контроля.*
- *Спектрометрическая и секторная системы контроля герметичности оболочек.*
- *Система контроля реактивности.*
- *«Горячая» камера.*
- *Расчетный комплекс программ «GEFEST».*

Варианты замены воспроизводящего бокового экрана

- *Одновременная замена.*
- *Последовательная замена.*
- *Промежуточный вариант:*
  - *одновременная замена ТВС ЗВ на ССЗ в первом и во втором рядах (161 ТВС) и установка СБЗ перед ячейками внутриреакторного хранилища;*
  - *постепенная замена оставшихся ТВС ЗВ (271 шт.).*

Основные типы облученных сборок, другие элементы активной зоны

- *Облученные сборки бокового воспроизводящего экрана.*
- *Стальные и борные сборки бокового экрана.*
- *Экспериментальные сборки с МОКС топливом.*
- *Сборки активной зоны с высокообогащенным ураном.*
- *Источники фотонейтронов.*
- *Стержни управления и защиты.*
- *Гильзы СУЗ.*

Мероприятия по обращению с ОСБЭ

- *Основные принципы и концепция при обращении с ОСБЭ. Подготовка исходных данных. Постановка задачи.*
- *Рекомендации по транспортированию ОСБЭ.*
- *Рекомендации по организации долговременного хранения ОСБЭ.*
- *Экономическая оценка вариантов. транспортирования и хранения.*
- *План работ по реализации рекомендованной схемы обращения.*

Подготовка исходных данных

- *Объемы и темпы выгрузки ОСБЭ.*
- *Условия облучения в реакторе.*
- *Условия хранения и обращения на площадке АЭС.*

Рекомендации по транспортированию ОСБЭ

- *Использование контейнеров ТУК-11БН, ТУК-120, ТУК-109.*
- *Расчеты прочности, герметичности, радиационной защиты, ядерной безопасности, тепловые расчеты.*
- *Технические решения по технологии загрузки.*
- *Транспортные схемы вывоза.*
- *Условия вывоза негерметичных ОСБЭ, пеналов с твэлами.*
- *Необходимое количество ТУК и транспортных средств.*

Рекомендации по организации долговременного хранения ОСБЭ

- *Варианты долговременного хранилища ОСБЭ:*
  - *«мокрое» хранилище;*
  - *«мокрое» хранилище с последующим переводом в «сухое» хранилище;*
  - *контейнерное хранилище в составе «сухого» хранилища.*
- *Технологии обращения с ОСБЭ:*
  - *постановка на долговременное хранение;*
  - *долговременное хранение.*
- *Технологии долговременного хранения. Условия приема ОСБЭ.*

Экономическая оценка вариантов транспортирования и хранения

По итогам выполнения задач 1-4 (результаты, рекомендации, заключения ТЭИ) выпускается отчет с детально представленной информацией по возможным вариантам обращения с ОСБЭ реактора БН-600 и выбирается оптимальная схема для разработки Плана работ.

План работ по реализации рекомендованной схемы обращения

- Перечень работ по реализации схемы.
- Временной график.
- Исполнители.
- Стоимости работ.
- Отчетная документация.

Слайд 1

Замена бокового воспроизводящего экрана и мероприятия по обращению с ОСБЭ и ОТВС

Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» «КОНЦЕРН Росэнергоатом»

Замена бокового воспроизводящего экрана и мероприятия по обращению с отработанными сборками бокового экрана.

В соответствии с Соглашением, подписанным 01.09.2000г. (статья III, п.2) реактор БН-600 Белоярской АЭС включен в программу утилизации оружейного плутония. В качестве первого этапа утилизации предусмотрен перевод реактора БН-600 на эксплуатацию без бокового воспроизводящего экрана.

Слайд 2

Деятельность по переводу на МОКС топливо реактора БН-600

- *Облучение и послереакторные обследования ТВС с МОКС топливом.*
- *Замена бокового воспроизводящего экрана БН-600 на невоспроизводящий отражатель.*
- *Модификации реактора БН-600 и площадки Белоярской АЭС для работы с МОКС топливом.*

Деятельность по переводу на МОКС топливо реактора БН-600 и площадки БАЭС осуществляется параллельно по 3-м направлениям:

- облучение и послереакторные обследования ТВС с МОКС топливом;
- замена бокового воспроизводящего экрана БН-600 на невоспроизводящий отражатель;
- модификации реактора БН-600 и площадки Белоярской АЭС для работы с МОКС топливом.

Замена бокового воспроизводящего экрана.

В настоящее время реактор БН-600 работает с активной зоной из высокообогащенного урана с воспроизводящими торцевыми и боковым экраном из обедненного урана. Для перевода БН-600 на активную зону без бокового воспроизводящего экрана предполагается:

- заменить боковой воспроизводящий экран сборками стального отражателя;
- разместить защитные сборки с карбидом бора на периферии стального отражателя для минимизации влияния утечки нейтронов на температурный режим и флюенс нейтронов на другие элементы оборудования внутри корпуса реактора, включая хранящееся там облученное топливо.

Первый этап замены бокового воспроизводящего экрана – разработка Плана, Временного графика и Логической схемы. План включает следующие этапы.

Слайд 3

Основные этапы замены бокового воспроизводящего экрана

- *Технический проект и обоснование безопасности реактора БН-600.*
- *Программа поэтапного перехода на невоспроизводящий экран.*
- *Мероприятия по обращению с ОСБЭ.*
- *Подготовка производства и изготовление составных частей невоспроизводящего бокового экрана.*
- *Модернизация систем реактора БН–600.*
- *Получение лицензии на эксплуатацию блока.*
- *Замена бокового воспроизводящего экрана.*

1. Разработка технического проекта урановой активной зоны с невоспроизводящим боковым экраном и ее составных частей.
2. НИР в обоснование физических характеристик урановой активной зоны с невоспроизводящим боковым экраном.
3. Разработка программы поэтапного перехода с воспроизводящего экрана на невоспроизводящий.
4. Разработка мероприятий по обращению с облученными сборками бокового экрана.
5. Исследования в обоснование безопасности реактора БН-600 (урановая активная зона с невоспроизводящим боковым экраном).
6. Техническая подготовка производства к изготовлению составных частей урановой активной зоны с невоспроизводящим экраном.
7. Изготовление составных частей урановой активной зоны с невоспроизводящим боковым экраном и поставка их на Белоярскую АЭС.
8. Подготовка основных документов по обоснованию безопасности и оценки воздействия на окружающую среду энергоблока №3 БАЭС с невоспроизводящим боковым экраном.
9. Подготовка изменений в эксплуатационную документацию.
10. Модернизация систем реактора БН–600.
11. Получение лицензии на эксплуатацию блока с урановой активной зоной с невоспроизводящим боковым экраном.
12. Работы на Белоярской АЭС по замене БЗВ.
13. Послереакторные исследования сборок борной защиты.

В Плане выполнена разработка разделов, этапов разделов, определены с некоторым приближением затраты и временные границы разделов, этапов по замене бокового воспроизводящего экрана. Обоснованы цели и задачи разделов, этапов разделов, выполнено обоснование и приблизительная стоимостная основа для каждого элемента Плана.

Определен критический путь решения задачи замены бокового воспроизводящего экрана.

Модернизации реактора БН-600 для перехода на гибридную (полную) активную зону.

Слайд 4

Модернизации реактора БН-600 (гибридная активная зона)

- *Склад свежего топлива.*
- *Узел загрузки свежего топлива и внутристанционного контейнера.*
- *Система радиационного контроля.*
- *Спектрометрическая и секторная системы контроля герметичности оболочек.*
- *Система контроля реактивности.*
- *«Горячая» камера.*
- *Расчетный комплекс программ «GEFEST».*

Для перехода на гибридную (полную) активную зону необходимо модернизировать следующие системы и оборудование энергоблока Белоярской АЭС.

1. Склад свежего топлива.
2. Узел загрузки свежего топлива и внутристанционного контейнера.
3. Система радиационного контроля.
4. Спектрометрическая и секторная системы контроля герметичности оболочек.
5. Система контроля реактивности.
6. «Горячая» камера.
7. Расчетный комплекс программ «GEFEST» для проведения нейтронно-физических и тепло-гидравлических расчетов.

Поэтапный переход на боковой невоспроизводящий экран. Выбор варианта замены.

Перед переводом существующей активной зоны реактора БН-600 на активную зону с невоспроизводящим боковым экраном необходимо разработать технические и рабочие проекты активной зоны, и ее новых сборок, провести подготовку производства к их изготовлению. Кроме того, для обеспечения перевода реактора БН-600 на активную зону с невоспроизводящим боковым экраном необходима доработка технического проекта и корректировка рабочего проекта существующих урановых ТВС в связи с изменением условий их эксплуатации, а так же разработка новой урановой ТВС, устанавливаемой в боковой экран.

Слайд 5

Варианты замены воспроизводящего бокового экрана

1. *Одновременная замена.*
2. *Последовательная замена.*
3. *Промежуточный вариант:*
   - *одновременная замена ТВС ЗВ на ССЗ в первом и во втором рядах (161 ТВС) и установка СБЗ перед ячейками внутриреакторного хранилища;*
   - *постепенная замена оставшихся ТВС ЗВ (271 шт.).*

Замена активной зоны реактора БН-600 на активную зону с невоспроизводящим боковым экраном может быть реализована следующими способами.

Первый вариант - одновременная (за одну перегрузку) замена ТВС зоны воспроизводства на СБЗ и ССЗ с увеличением общего количества ТВС ЗБО на 23 шт. Срок реализации прелагаемого варианта замены с учетом разработки конструкторской документации и изготовления сборок составит ≅4 года.

Второй вариант - последовательная замена отработавших ТВС зоны воспроизводства на СБЗ и ССЗ. С учетом того, что в БЗВ находятся ТВС ЗВ с различной

временной наработкой и того, что ресурс ТВС ЗВ существенно увеличивается по мере удаления их от активной зоны, этот вариант требует длительного времени для своей полной реализации и превышает срок эксплуатации реактора БН-600, который заканчивается в 2010 году. Кроме того несмотря на то, что данный вариант требует минимальных первоначальных затрат, его реализация сопряжена с длительным переходным периодом, в течение которого будут меняться характеристики активной зоны и условия работы оставшихся ТВС ЗВ, что потребует оформления ежегодных решений и получения разрешения в надзорных органах России.

Третий вариант - промежуточный, в котором вначале производится одновременная замена ТВС ЗВ на ССЗ в первом и во втором рядах (всего 161 ТВС) и ставятся СБЗ перед ячейками внутриреакторного хранилища (ВРХ), а затем постепенно заменяются оставшиеся ТВС ЗВ (271 шт.). Ориентировочный срок реализации данного варианта перевода закончится к концу эксплуатации реактора БН-600. Таким образом затраты, вложенные в реализацию данного варианта, могут оказаться не оправданными без продления срока эксплуатации АЭС.

Анализ вариантов замены боковой зоны воспроизводства реактора БН-600 на невоспроизводяший экран показал, что второй и третий варианты замены ТВС БЗВ на стальные и борные сборки приводит к дополнительной наработке плутония. Исходя из основной поставленной цели - прекращения наработки плутония в боковом экране реактора БН-600 следует отдать предпочтение первому варианту перевода активной зоны с БЗВ реактора БН-600 на активную зону со стальным экраном.

Координацию работ по подготовке реактора БН-600 к утилизации осуществляет российско-американская рабочая группа (реакторная). Одновременно, координацию работ по вопросам послереакторного обращения с отработавшими тепловыделяющими сборками осуществляет российско-американская рабочая группа (топливная).

Деятельность обеих групп должна быть скоординирована и строится на едином подходе. Основу для такого подхода дает Совместное заявление о неизвлечении оружейного плутония. В Совместном заявлении заявлено: «*Стороны отмечают, что в течение срока действия Соглашения, бланкет реактора БН-600 будет извлекаться поэтапно для достижения его максимального сокращения настолько быстро, насколько это возможно в соответствии с условиями безопасности, и что* ***все топливо, используемое в этом реакторе, не будет перерабатываться в течение срока действия Соглашения***».

Это понимается так, что с момента начала перехода реактора БН-600 на эксплуатацию без боковой зоны воспроизводства все топливо, извлекаемое из него при перегрузках, не подлежит переработки. Это топливо включает в себя не только то, что содержится в ТВС бокового воспроизводящего экрана, но и то, что содержится в ТВС собственно активной зоны. В соответствии с проектом, ОТВС, извлеченные из реактора БН-600 не могут находится на площадке более 3-х лет и по истечении этого срока удаляются с нее на переработку. Требование исключить переработку всех ОТВС означает параллельное, с подготовкой реактора к эксплуатации без бокового воспроизводящего экрана, сооружение хранилища с емкостью достаточной для извлекаемых ОТВС за все время эксплуатации блока. Дополнительно, это же хранилище должно быть рассчитано и на перемещение в него облученных стальных и борных сборок, выработавших свой ресурс.

Слайд 6

Основные типы облученных сборок, другие элементы активной зоны

1. *Облученные сборки бокового воспроизводящего экрана.*
2. *Стальные и борные сборки бокового экрана.*
3. *Экспериментальные сборки с МОКС топливом.*
4. *Сборки активной зоны с высокообогащенным ураном.*
5. *Источники фотонейтронов.*
6. *Стержни управления и защиты.*
7. *Гильзы СУЗ.*

Мероприятия не предусматривают обращения с другими компонентами активной зоны реактора. Позиция концерна «Росэнергоатом» состоит в том, что до того, как на реакторе начнется замена бокового экрана, должно быть найдено решение вопросов хранения всех облученных компонентов вне площадки. Основные типы облученных сборок и других элементов активной зоны, которые необходимо вывести с БАЭС:

- облученные сборки бокового воспроизводящего экрана,
- борные и стальные сборки бокового экрана,
- экспериментальные сборки с МОКС топливом,
- сборки активной зоны с высокообогащенным ураном,
- источники фотонейтронов,
- стержни управления и защиты,
- гильзы СУЗ.

Принципиально важно найти понимание по вопросам, касающимся, как начала действия Совместного заявления о неизвлечении оружейного плутония, так количества отработанного топлива реактора БН-600, подпадающего под действие Совместного заявления.

Учет отработанного высокообогащенного уранового топлива и сборок бокового воспроизводящего экрана реактора БН-600 Белоярской АЭС, которое подпадает под действие Соглашения и подлежит хранению без переработки, возможен в одном из вариантов:

1. С начала действия Соглашения все топливо, которое будет выгружаться по технологическим причинам из активной зоны реактора, извлекаться из бокового воспроизводящего экрана для замены на сборки стальной и борной защиты, а так же топливо, находящееся во внутриреакторном хранилище, в бассейнах выдержки на площадке Белоярской АЭС, в хранилище на площадке ПО «Маяк», подлежит длительному хранению без переработки.
2. С начала действия Соглашения все топливо, которое будет выгружаться по технологическим причинам из активной зоны реактора, извлекаться из бокового воспроизводящего экрана для замены на сборки стальной и борной защиты, а так же топливо, находящееся во внутриреакторном хранилище, в бассейнах выдержки БАЭС подлежит длительному хранению без переработки.
3. С начала действия Соглашения все топливо, которое будет выгружаться по технологическим причинам из активной зоны реактора, извлекаться из бокового воспроизводящего экрана для замены на сборки стальной и борной защиты, а так же топливо, находящееся во внутриреакторном хранилище, подлежит длительному хранению без переработки.
4. С начала действия Соглашения все топливо, которое будет выгружаться по технологическим причинам из активной зоны реактора, извлекаться из бокового

воспроизводящего экрана для замены на сборки стальной и борной защиты подлежит длительному хранению без переработки.

Из четырех вариантов наиболее предпочтительным вариантом является вариант два, который позволяет:

- продолжить переработку ранее накопленного на площадке ПО «Маяк» отработанного топлива реактора БН-600;
- вывезти из бассейнов выдержки Белоярской АЭС все накопившееся отработанное высокообогащенное топливо.

Обращение с экспериментальным МОКС топливом, его транспортировка и хранение, должно решаться в рамках Соглашения, так, как это делается со сборками бокового экрана.

Необходимо отметить, что ***к началу фактической замены бокового экрана вопросы транспортирования, способа длительного хранения, выбора площадки хранения должны быть решены***, а бассейны выдержки Белоярской АЭС освобождены от отработанного топлива и готовы к приемке сборок бокового воспроизводящего экрана.

Разработка мероприятий по обращению с облученными сборками бокового экрана.

Подготовлен проект контракта LLNL – REA: «Разработка мероприятий по обращению с облученными сборками бокового экрана». Исполнитель ВНИПИЭТ.

Варианты упаковки, транспортирования и хранения облученных стальных сборок бокового экрана реактора БН-600 могут быть рассмотрены по отдельному ТЗ и Дополнению к контракту. Другие облученные компоненты реактора БН-600, такие как стержни и гильзы СУЗ, нейтронные источники, экспериментальные МОКС-ТВС в рамках работ по данному ТЗ не рассматриваются.

Целью работы является техническая проработка и экономическая оценка вариантов упаковки, транспортирования ОСБЭ реактора БН-600 Белоярской АЭС с использованием существующих и разрабатываемых в Российской Федерации упаковочных комплектов и долговременного хранения ОСБЭ реактора БН-600 на промплощадке ГХК.

Слайд 7

Мероприятия по обращению с ОСБЭ

1. *Основные принципы и концепция при обращении с ОСБЭ. Подготовка исходных данных. Постановка задачи.*
2. *Рекомендации по транспортированию ОСБЭ.*
3. *Рекомендации по организации долговременного хранения ОСБЭ.*
4. *Экономическая оценка вариантов транспортирования и хранения.*
5. План работ по реализации рекомендованной схемы обращения.

В результате выполнения настоящей работы должны быть решены следующие задачи.

1. Определение основных принципов и положений концепции обращения с ОСБЭ. Подготовка исходных данных, постановка задачи, обращение с ОСБЭ на АЭС.
2. Разработка рекомендаций по транспортированию ОСБЭ РУ БН-600 с применением контейнеров различного типа.
3. Разработка рекомендаций по организации долговременного хранения ОСБЭ за пределами АЭС.
4. Сравнительная экономическая оценка вариантов транспортирования и долговременного хранения ОСБЭ РУ БН-600 и выбор рекомендуемой схемы обращения с ОСБЭ РУ БН-600.
5. Разработка Плана дальнейших работ с предложениями по реализации рекомендованной схемы обращения с ОСБЭ РУ БН-600.

Общие технические требования. При разработке рекомендаций по транспортированию ОСБЭ реактора БН-600 должны быть рассмотрены варианты использования существующего упаковочного комплекта ТУК-11БН и разрабатываемых в Российской Федерации двухцелевых металлобетонных контейнеров (МБК) – ТУК-120, ТУК-109.

При разработке рекомендаций по долговременному хранению ОСБЭ реактора БН-600 должны быть рассмотрены варианты организации ХОЯТ на промплощадке ГХК:

- «мокрое» ХОЯТ;
- «мокрое» ХОЯТ с последующим переводом в «сухое»;
- контейнерное ХОЯТ.

В ТЭИ должны быть приведены оценки, обосновывающие причины не включения в рассмотрение варианты организации хранения ОСБЭ реактора БН-600 на площадке ПО «Маяк» (бассейн ХОЯТ завода РТ-1, бассейн ХОЯТ зд. 801А, «сухое» контейнерное ХОЯТ зд. 301А).

При рассмотрении вариантов долговременного хранения ОСБЭ реактора БН-600 должны быть учтены требования по учету и контролю, мониторингу и инспекции, а также необходимость решения вопроса о длительности хранения ОСБЭ в воде.

Определение основных принципов и положений концепции обращения с ОСБЭ. Подготовка исходных данных, постановка задачи, обращение с ОСБЭ на АЭС.

В рамках задачи 1 должны быть разработаны основные принципы и положения концепции обращения с ОСБЭ и подготовлены данные.

Слайд 8

Подготовка исходных данных

1. *Объемы и темпы выгрузки ОСБЭ.*
2. *Условия облучения в реакторе.*
3. *Условия хранения и обращения на площадке АЭС.*

1. Количество, объемы и темпы выгрузки ОСБЭ, подлежащих к отправке на длительное хранение, в том числе и по негерметичным сборкам:
    - Количество ОСБЭ ТВС находящихся на хранении в бассейне БАЭС
    - Количество герметичных ОСБЭ;
    - Количество негерметичных ОСБЭ;
    - Ожидаемое количество ОСБЭ.
2. Условия облучения ОСБЭ в реакторе:
    - Время работы в реакторе;
    - Дата выгрузки;
    - Время хранения в бассейне;
    - Выгорание;
    - Материал оболочки твэл и чехла.
3. Условия хранения и обращения с ОСБЭ на БАЭС:
    - ВХР в бассейне, его изменения в ходе эксплуатации;
    - Технология обращения с герметичными и негерметичными ОСБЭ (эксплуатационные данные).
    - Состояние поверхности чехла. Наличие коррозионных повреждений;
    - Наличие дефектов (механических);
    - Состояние прочих конструктивных элементов.

Подготовку исходных данных для ТЭИ выполняет БАЭС.

Разработка рекомендаций по транспортированию ОСБЭ РУ БН-600 с применением контейнеров различного типа.

Слайд 9

Рекомендации по транспортированию ОСБЭ

- *Использование контейнеров ТУК-11БН, ТУК-120, ТУК-109.*
- *Расчеты прочности, герметичности, радиационной защиты, ядерной безопасности, тепловые расчеты.*
- *Технические решения по технологии загрузки.*
- *Транспортные схемы вывоза.*
- *Условия вывоза негерметичных ОСБЭ, пеналов с твэлами.*
- *Транспортные схемы. Необходимое количество ТУК и транспортных средств.*

В рамках задачи 2 должны быть выполнены следующие работы.

1. Анализ возможности использования контейнеров ТУК-11БН, ТУК-120, ТУК-109 для транспортирования ОСБЭ реактора БН-600. Разработка технических предложений по конструкции чехлов для ОСБЭ.
2. Проведение предварительных расчетов: прочности, герметичности, радиационной защиты контейнеров, ядерной безопасности, тепловых расчетов.
3. Анализ транспортных схем вывоза ОСБЭ реактора БН-600 с БАЭС с использованием контейнеров ТУК-11БН, ТУК-120, ТУК-109, разработка технических решений по технологии загрузки ОСБЭ в ТУК и подготовке упаковок к транспортированию.
4. Анализ условий вывоза негерметичных ОСБЭ, а также пеналов с твэлами ОСБЭ.
5. Разработка принципиальных транспортных схем (транспортные средства, перегрузочное, сервисное и вспомогательное оборудование), определение необходимого количества ТУК и транспортных средств.

Главной задачей при транспортировке и хранении отработанных сборок бокового воспроизводящего экрана является обеспечение ядерной, радиационной, экологической и физической безопасности, так как в облученных сборках бокового воспроизводящего экрана реактора БН-600 накоплено значительное количество плутония оружейного качества.

Количество сборок, требующих вывоза с АЭС (после технологической выдержки) на долговременное хранение в централизованное хранилище ОЯТ составляет 1300-1600 шт., в зависимости от даты начала выгрузки бокового экрана. Для выбора транспортного упаковочного контейнера необходимо выполнить анализ существующих ТУК и разработать дополнительные технические предложения по конструкции чехла с усиленной нейтронной защитой. При выборе ТУК для транспортировки ОСБЭ необходимо учитывать характер ионизирующего излучения перевозимого ОЯТ, что в свою очередь требует проведения расчетов прочности, тепловых расчетов, расчетов на герметичность, радиационной защиты контейнеров и обоснование ядерной безопасности.

Для обеспечения перевозок облученных сборок бокового воспроизводящего экрана реактора БН-600 необходимо, в рамках планируемого ТЭИ, осуществить:

- Выбор варианта использования транспортных средств;
- Разработать технические решения по технологии загрузки ОСБЭ в ТУК и подготовке контейнеров к транспортированию;
- Предусмотреть сервисное и вспомогательное оборудование.

Разработка рекомендаций по организации долговременного хранения ОСБЭ за пределами АЭС.

Слайд 10

Рекомендации по организации долговременного хранения ОСБЭ

Варианты долговременного хранилища ОСБЭ:

- *«мокрое» хранилище;*
- *«мокрое» хранилище с последующим переводом в «сухое» хранилище;*
- *контейнерное хранилище в составе «сухого» хранилища.*

Технологии обращения с ОСБЭ:

- *постановка на долговременное хранение;*
- *долговременное хранение.*

Технологии долговременного хранения и условий приема ОСБЭ.

В рамках задачи 3 должны быть выполнены работы.

1. Разработка предложений по варианту долговременного хранилища ОСБЭ реактора БН-600 («мокрое» хранилище, «мокрое» хранилище с последующим переводом в «сухое» хранилище, контейнерное хранилище в составе «сухого» хранилища).
2. Разработка технологии обращения с ОСБЭ реактора БН-600 при подготовке к долговременному хранению и постановке на долговременное хранение.
3. Согласование технологии долговременного хранения и условий приема ОСБЭ реактора БН-600 в выбранное хранилище ОЯТ.

При обосновании создания централизованного хранилища для приема ОСБВЭ реактора БН-600 на долговременное хранение следует учесть:

- Определение допустимых сроков безопасного хранения (определяется по результатам исследований состояния стальных оболочек ТВЭЛ после водного хранения в бассейне выдержки);
- Разработка оптимальной технологии долговременного хранения;
- Разработка требований к состоянию ОСБЭ перед переводом на длительное хранение.

Сравнительная экономическая оценка вариантов транспортирования и долговременного хранения ОСБЭ РУ БН-600 и выбор рекомендуемой схемы обращения с ОСБЭ РУ БН-600.

Слайд 11

Экономическая оценка вариантов транспортирования и хранения

По итогам выполнения задач 1-4 (результаты, рекомендации, заключения ТЭИ) выпускается отчет с детально представленной информацией по возможным вариантам обращения с ОСБЭ реактора БН-600 и выбирается оптимальная схема для разработки Плана работ.

В рамках задачи 4 должен быть разработан итоговый отчет по выполнению задач 1-4, включающий результаты, рекомендации и заключения выполненного ТЭИ. В итоговом отчете должна быть детально представлена информация по возможным вариантам обращения с ОСБЭ реактора БН-600 (включая чертежи, рисунки, фотографии, таблицы, временные графики и оценки затрат), достаточная для последующей разработки Плана дальнейших работ.

Разработка Плана работ по реализации схемы обращения с ОСБЭ.

Слайд 12

План работ по реализации рекомендованной схемы обращения

- *Перечень работ по реализации схемы.*
- *Временной график.*
- *Исполнители.*
- *Стоимости работ.*
- *Отчетная документация.*

В рамках задачи 5 должен быть разработан План дальнейших работ по реализации рекомендованной схемы обращения с ОСБЭ реактора БН-600. План должен содержать необходимые работы по реализации схемы, временной график выполнения работ, исполнителей работ, оценки стоимости работ, перечень отчетной документации по каждой запланированной работе.

Слайд 1

Замена бокового воспроизводящего экрана и мероприятия по обращению с ОСБЭ и ОТВС

Федеральное государственное унитарное предприятие
«Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях»
«КОНЦЕРН Росэнергоатом»

Слайд 2

Деятельность по переводу на МОКС топливо реактора БН-600

- *Облучение и послереакторные обследования ТВС с МОКС топливом.*
- *Замена бокового воспроизводящего экрана БН-600 на невоспроизводящий отражатель.*
- *Модификации реактора БН-600 и площадки Белоярской АЭС для работы с МОКС топливом.*

Слайд 3

Основные этапы замены бокового воспроизводящего экрана

- *Технический проект и обоснование безопасности реактора БН-600.*
- *Программа поэтапного перехода на невоспроизводящий экран.*
- *Мероприятия по обращению с ОСБЭ.*
- *Подготовка производства и изготовление составных частей невоспроизводящего бокового экрана.*
- *Модернизация систем реактора БН–600.*
- *Получение лицензии на эксплуатацию блока.*
- *Замена бокового воспроизводящего экрана.*

Слайд 4

Модернизации реактора БН-600 (гибридная активная зона)

- *Склад свежего топлива.*
- *Узел загрузки свежего топлива и внутристанционного контейнера.*
- *Система радиационного контроля.*
- *Спектрометрическая и секторная системы контроля герметичности оболочек.*
- *Система контроля реактивности.*
- *«Горячая» камера.*
- *Расчетный комплекс программ «GEFEST».*

Слайд 5

Варианты замены воспроизводящего бокового экрана

1. *Одновременная замена.*
2. *Последовательная замена.*
3. *Промежуточный вариант:*
    - *одновременная замена ТВС ЗВ на ССЗ в первом и во втором рядах (161 ТВС) и установка СБЗ перед ячейками внутриреакторного хранилища;*
    - *постепенная замена оставшихся ТВС ЗВ (271 шт.).*

Слайд 6

Основные типы облученных сборок, другие элементы активной зоны

- *Облученные сборки бокового воспроизводящего экрана.*
- *Стальные и борные сборки бокового экрана.*
- *Экспериментальные сборки с МОКС топливом.*
- *Сборки активной зоны с высокообогащенным ураном.*
- *Источники фотонейтронов.*
- *Стержни управления и защиты.*
- *Гильзы СУЗ.*

Слайд 7

Мероприятия по обращению с ОСБЭ

- *Основные принципы и концепция при обращении с ОСБЭ. Подготовка исходных данных. Постановка задачи.*
- *Рекомендации по транспортированию ОСБЭ.*
- *Рекомендации по организации долговременного хранения ОСБЭ.*
- *Экономическая оценка вариантов транспортирования и хранения.*
- *План работ по реализации рекомендованной схемы обращения.*

Слайд 8

Подготовка исходных данных

- *Объемы и темпы выгрузки ОСБЭ.*
- *Условия облучения в реакторе.*
- *Условия хранения и обращения на площадке АЭС.*

Слайд 9

Рекомендации по транспортированию ОСБЭ

- *Использование контейнеров ТУК-11БН, ТУК-120, ТУК-109.*
- *Расчеты прочности, герметичности, радиационной защиты, ядерной безопасности, тепловые расчеты.*
- *Технические решения по технологии загрузки.*
- *Транспортные схемы вывоза.*
- *Условия вывоза негерметичных ОСБЭ, пеналов с твэлами.*
- *Транспортные схемы. Необходимое количество ТУК и транспортных средств.*

Слайд 10

Рекомендации по организации долговременного хранения ОСБЭ

1. *Варианты долговременного хранилища ОСБЭ:*
    - *«мокрое» хранилище;*
    - *«мокрое» хранилище с последующим переводом в «сухое» хранилище;*
    - *контейнерное хранилище в составе «сухого» хранилища.*
2. *Технологии обращения с ОСБЭ:*
    - *постановка на долговременное хранение;*
    - *долговременное хранение.*
3. *Технологии долговременного хранения и условий приема ОСБЭ.*

Слайд 11

Экономическая оценка вариантов транспортирования и хранения

По итогам выполнения задач 1-4 (результаты, рекомендации, заключения ТЭИ) выпускается отчет с детально представленной информацией по возможным вариантам обращения с ОСБЭ реактора БН-600 и выбирается оптимальная схема для разработки Плана работ.

Слайд 12

План работ по реализации рекомендованной схемы обращения

- *Перечень работ по реализации схемы.*
- *Временной график.*
- *Исполнители.*
- *Стоимости работ.*
- *Отчетная документация.*

Безручко Александр Иванович (Татьяна) пр-кт Дальневосточный д.69, кор.3, кв.54 М «Ломоносовская» - А №8 – 3-я остановка		812 2771206 (р.) 812 4478869 (д.) 812 9457691 (р.Т.) 812 3262910 (р.Т.)		

VI. Summary, Discussion, and Closing

Summary 2004

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	15
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 A. Agenda

Appendix A. Agenda[1]

LLNL Contract Planning Meeting

State Education Center (SEC)
St. Petersburg, Russia
February 16-18, 2004

Monday February 16, 2004, 10.30 a.m.

I. Opening Session

Welcome ..... L. Jardine, LLNL, V. Romanovski, KRI

II. DOE and Minatom Comments

1. DOE NNSA Comments and Opening Remarks.....P. Roebuck, DOE

2. Minatom Comments and Opening Remarks ..... G. Kozko, Minatom

III. Tomsk Waste Treatment, Storage and Disposal Activities

1. US View of a Framework and Technical Issues for Waste Treatment, Storage and Disposal Work Scope ..... L. Jardine, LLNL

2. RF View of Framework for Performing Waste Treatment, Storage and Disposal Work Scope .....A. Uspenski, TVE, V. Lazarchuk, SCC

3. Tomsk Site Waste Treatment, Storage and Disposal TEF (B534513)

3.1 The TEF Scope, Approach and Schedule.....A. Shvedov, VNIPIET

~~3.2 The Tomsk Site Infrastructure and Capabilities for Waste Treatment, Storage and Disposal.....V. Balakhonov, Tomsk~~

3.3 The Status of RF Requirements and Regulations for Waste Treatment, Storage and Disposal: a VNIPIET View ..... A. Demin, VNIPIET

3.4 The Status of RF Requirements and Regulations for LLW Disposal and for Geologic Waste Disposal: a VNIPIPT View .....V. Prikhodko, VNIPIPT

3.5 The RF Requirements and Regulations for Waste Treatment, Storage and Disposal: a GAN View ..... V. Neretin, GAN

3.6 The US MFFF Waste Streams, Collection, Handling and Packaging in the RMFFF.....J. M. Marin, DCS

3.7 The RF TEF input data wastes from manufacture of MOX-fuel for VVER-1000 (the line of fabrication VVER rods and assemblies).....A. Dorozov, GSPI

3.8 The Status of the US TEF input data for the R-MFFF: Solid and Liquid Wastes.....L. Jardine, LLNL

[1] This agenda as originally published differs from the Contents. The Contents gives titles and authors of the actual papers and presentations submitted for this publication.

3.9 Mayak Site Experience Useful for the Tomsk Site TEF ..... A. Bobylev, Mayak

3.10 MCC K-26 Experience of development a concept the Solid Waste Storage within the framework of the executed LLNL contracts. .....L. Manakova, MCC K26

3.11 The VNIPIET Technologies for Waste Storage and Near Surface Disposal.....G. Zaruchevskaya, VNIPIET

3.12 The VNIPIPT Technologies for Waste Storage, Near Surface Disposal and Geologic Disposal..... V. Beygul, VNIPIPT

3.13 SAI Radon's Cement Processes and Equipment for Treatment, Storage and Disposal of LLW's .....T. Laschenova, Radon SAI

3.14 SIA Radon's Experience in Vitrification of Low and Intermediate Level Wastes .....S. Stefanovsky, Radon SAI

3.15 Development of the Equipment for Radioactive Wastes..... V. Matveev, SNIIChM

3.16 The French Methods for Treating and Managing Melox Wastes ..... P. Engelvin, Cogema

3.17 Borosilicate Glasses and Chemistries for Solidifying Liquid High Alpha Radionuclides and Silver-Containing Waste Streams.....I. Pegg, Duratek

3.18 Small Duratek Melter Technologies to Vitrify Liquid High Alpha Radionuclide Streams .....B. Bowan, Duratek

Tuesday February 17, 2004

III. Tomsk Waste Treatment, Storage and Disposal Activities (Continued)

3.19 Character and structure of the waste depending on the accepted R-conversion facility..... E. Glagovsky, VNIINM

3.20 The KRI Technologies for Waste Treatment and Storage .....A. Aloy, KRI

3.21 VNIINM Technologies for Waste Treatment and Storage .....G. Borisov, VNIINM

3.22 Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward .....L. Jardine, LLNL, A. Shvedov, VNIPIET

IV. Packaging, Storage and Transportation Activities

1. US View of Framework and Issues for Packaging, Storage and Transportation Workscope .....L. Jardine, LLNL

2. RF View of Framework for Performing Workscope .....A. Uspenski, TVEL

3. A Review and Summary of VNIPIET Work Completed on Packaging, Storage and Transportation (B512166) .....A. Tokarenko, VNIPIET

4. The TUK-30 PuO_2 Container Modifications and Certification Activities (B534515) .....A. Tokarenko, VNIPIET

5. The Molecular Filter for Possible Use in Modified TUK-30 PuO_2 Containers (B534514) .....A. Aloy, KRI

6. Study of Gas Release from Moistured Plutonium Dioxide.....A. Karonozov, VNIINM

7. The MCC K-26 decision of questions for safe handling at storage and transportation PuO_2 Contract (B522213) and the Next Study Phase ..... A.Tretyakov, MCC K 26

8. The Mayak Blend Stock Plutonium Oxide Container Assessment and Study Proposal ..... A. Bobylev, Mayak

9. The Needs of Tomsk for PuO_2 Containers ..... S. Gerasimov, Tomsk

10. Overall Summary, Discussion of Issues and Path Forward.... L. Jardine, LLNL, A. Tokarenko, VNIPIET

V. Spent Fuel Storage and Transportation Activities

1. US View of Framework for Workscope ..... L. Jardine, LLNL

2. RF View of Framework for Performing Workscope ..... V. Burgutin, REA

3, A Review and Summary of VNIPIET Work Completed on Spent Fuel Packaging, Storage and Transportation (B506234) ..... A. Tokorenko, VNIPIET

~~4. Summary and Status of MCC K-26 Dry Spent Fuel Storage Facility ..... K. Kudinov, MCC K-26~~

5. Summary of Needs Required to Support MOX Spent Fuel: R&D Contract (B522219) ..... V. Veluhanov, VNIINM

6. The BN-600 Radial Blanket Spent Fuel Storage and Transportation TEF ..... V. Burgutin, A. Afanasyev, VNIPIET

~~7. Spent Fuel Storage and Handling at the BN-600 Reactor Site ..... TBD (BN-600 site)~~

8. Overall Summary , Discussion of Issues and Path Forward ..... L. Jardine, LLNL, A. Tokorenko, VNIPIET

Working Dinner and Banquet at SEC, 6.00 p.m.

Wednesday February 18, 2004 End at 1:00pm with Lunch

Finish any Uncompleted Sessions from Monday or Tuesday

VI. Summary, Discussion, and Closing

Summary ..... L. Jardine, LLNL

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
	P. Roebuck	US DOE NNSA
	L. J. Jardine	LLNL, USA
	B.Bowan	Duratek, USA
	I.Pegg	Duratek, USA
	P.Engelvin	Cogema, France
	J.-M.Marin	DCS-Cogema, France
	G.Kozko	Minatom, Moscow
	A.Uspenski	TVEL, Moscow
	V.Neretin	GAN, Moscow
	G. Borisov	VNIINM, Moscow
	E. Glagovsky	VNIINM, Moscow
	A.Karnozov	VNIINM, Moscow
	V.Velukhanov	VNIINM, Moscow
	V.Pastushkov	VNIINM, Moscow
	O. Mansourov	VNIINM, Moscow
	V.Beygul	VNIPIPT, Moscow
	V.Prikhodko	VNIPIPT, Moscow
	A. Dozorov	GSPI, Moscow
	I.Manakov	Mayak, Ozersk
	A. Bobylev	Mayak, Ozersk
	L. Manakova	MCC K-26, Zheleznogorsk
	A. Tretyakov	MCC K-26, Zheleznogorsk
	V. Balakhonov	SChC, Seversk
	S. Gerasimov	SChC, Seversk
	V.Lazarchuk	SChC, Seversk
	A.Loukinykh	RIAR, Dimitrovgrad
	V. Burgutin	REA, Moscow
	S. Stefanovsky	Radon, Moscow
	T.Laschenova	Radon, Moscow
	S.Nikulin	NIIChM, Ekaterinburg
	V.Matveev	NIIChM, Ekaterinburg
	E. Anderson	KRI, St. Petersburg
	V.Romanovski	KRI, St. Petersburg
	A. Aloy	KRI, St. Petersburg
	B.Kuznetsov	KRI, St. Petersburg
	A.Trofimenko	KRI, St. Petersburg
	V.Okaminov	KRI, St. Petersburg
	Yu.Ivanov	KRI, St. Petersburg
	M. Moshkov	KRI, St. Petersburg

	V.Kalimkin	VNIPIET, St. Petersburg
	V.Rozhdestvenskiy	VNIPIET, St. Petersburg
	B.Gusakov	VNIPIET, St. Petersburg
	A. Shvedov	VNIPIET, St. Petersburg
	A. Tokarenko	VNIPIET, St. Petersburg
	A. Lazarev	VNIPIET, St. Petersburg
	A. Demin	VNIPIET, St. Petersburg
	V. Il'in	VNIPIET, St. Petersburg
	A.Agafonov	VNIPIET, St. Petersburg
	G.Zaruchevskaya	VNIPIET, St. Petersburg
	Alexi Pago	Interpreter
	Stanislas Kuld	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[4]

L. J. Jardine, LLNL

I. Opening Session

Paper 1 [5]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[5] 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[5]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.

[4] Taken from L. J. Jardine and G. B. Borisov, *Russia Excess Weapons Plutonium Disposition: LLNL Projects Review Meeting,* Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL-ID-155117, July 2003.

[5] 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).

Appendix D. Photographs 2004

Appendix D. Photographs from the Meeting

ENGLISH · 1
РУССКИЙ · 4

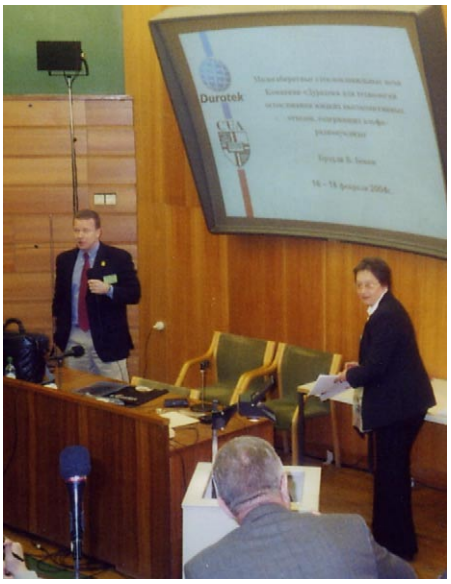
ENGLISH
РУССКИЙ

ENGLISH
РУССКИЙ

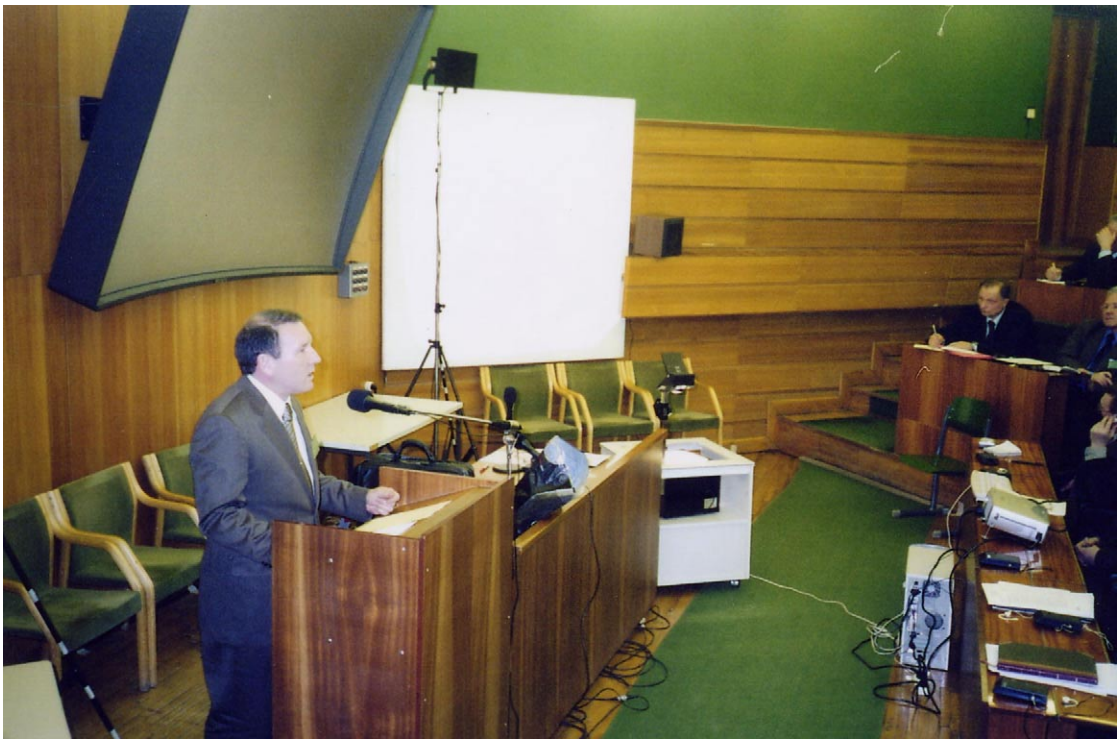
ENGLISH · 1
РУССКИЙ · 4

ENGLISH
РУССКИЙ · 4

Duratek
CUA


Duratek

ENGLISH - 1
РУССКИЙ - 4



SONY