

第12回PNC/KfK高レベル廃棄物管理会議(1/2)一会議

(1993年12月7日～9日，動燃東海事業所にて開催)

— 高放射性廃液固化研究報告 —

1994年2月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒319-11 茨城県那珂郡東海村大字村松4-33

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所 技術開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, 4-33 O-aza-Muramatsu, Tokai-mura, Naka, Ibaraki-ken, 319-11, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

第12回PNC/KfK高レベル廃棄物管理会議(1/2)一会議

(1993年12月7日～9日、動燃東海事業所にて開催)

— 高放射性廃液固化研究報告 —

報告責任者 大内 仁

編集者 財津 知久⁽¹⁾，吉岡 正弘⁽²⁾，五十嵐 寛

河村 和廣 ， 捧 賢一 ， 二村 浩尔

要 旨

動燃事業団と独KfKとの間に結ばれている高レベル廃棄物管理における協定の一環として、ガラス固化技術を中心とする廃棄物管理に関する会議が1993年12月7日から9日までの3日間、東海事業所において開催された。

KfK側からはドイツにおける廃棄物管理状況、WAK廃液ガラス固化プラントの設計、ガラス溶融炉(K-6'，ESM)運転における白金族元素挙動、ガラス溶融炉からオフガスへの元素移行、プロセス運転の制御システム、ガラスレベル検出方法、ガラス固化体品質保証について紹介があった。PNCからはTVFコールド試運転、白金族元素の挙動、熱流動解析、品質保証、新技術の概要等を紹介した。

討論における双方の関心は、主にガラス溶融炉運転における白金族元素の挙動および品質保証であった。特にKfK側はTVFの施設および試運転結果に高い関心を示した。また会議の中でKfK一行はTVF施設を見学した。

会議では発表に用いたOHP資料および最近の報告書および論文等を交換した。とくにKfKからはK-6'メルクの1990～1993年の試験結果をまとめた400頁余りの報告書が提供された。

報告者所属：環境技術開発部 環境技術第一開発室

(1)：本社 環境技術開発推進本部

(2)：環境施設部 処理第3課

目 次

1. はじめに	1
2. 議 事	2
2.1 議事録	2
2.2 会議日程	4
2.3 参加者	7
3. 技術発表における特記事項	発表
3.1 Overview	11
3.1.1 Current status of radioactive waste management in PNC JAPAN	11
3.1.2 Current status of radioactive waste management in KfK Germany	12
3.2 Vitrification plant and process performance	21
3.2.1 Conceptual study for the conditioning of the HAW-WAK waste and on-site vitrification	21
3.2.2 Cold testing status of Tokai Vitrification Facility	21
3.2.3 Evaluation of the noble metals behavior, ESM feed preparation system	30
3.3 Melter and process technology	53
3.3.1 GRAVIS process control and data acquisition system	53
3.3.2 Three dimensional thermal-hydraulic analyses by physical and mathematical modelings	53
3.3.3 Measurements of DF data for Sr, Cs, and Ru for the melter and the off-gas line	56
3.3.4 炉内検査技術開発および炉解体技術開発について	59

3.3.5	Melt level detection system recently tested in the K-6' KfK and K-W3 melter and New overflow heating technique applied in the ESM melter	61
3.4	Fundamental research on the future HLLW treatment	65
3.4.1	New glass melter	PNC .. 65
3.4.2	High waste loading glass	PNC .. 65
3.4.3	Separation of Heat-Generating Elements from High-Level Liquid Waste by Denitration	PNC 66
3.5	Waste characterization and product quality assurance	68
3.5.1	Characterization and quality assurance for the HAWC-WAK KfK waste glass if produced in the PAMELA and disposed in Germany	68
	(Characterization of glass and HLLW for the quality assurance)	
3.5.2	Characterization of TVF glass	PNC .. 69
3.5.3	Characterization of HLLW	PNC .. 72
3.6	KfK から得たその他の知見	74
3.6.1	ガラス溶融炉の最大処理能力	
3.6.2	ビーズ原料使用時の炉内圧の変動	
3.6.3	ガラス溶融炉挿入熱電対の交換頻度	
3.6.4	閉塞ガラス流下ノズルの解除	
4.	今後の展開について	76
4.1	今後のKfK/INE業務について(非公式)	
4.2	今後の協力	
5.	交換レポート	78
6.	おわりに	80
謝 辞	81
付録A	: KfK/PNC 協力協定の経緯	99
A.1	KfK/PNC 協力協定調印・協定修正の概要	99

A.2 KfK/PNC 協力協定に基づく高レベル廃棄物管理会議	100
A.3 高レベル廃棄物管理専門家交換	101
A.4 KfK/PNC 協力協定に関わる報告書	102

1. はじめに

この会議は、1981年の2月に協力協定を締結し、同年6月に開催された第1回会議から数えて第12回目となる。この間、協定は1986年および1991年に2回延長され、1987年にはPAMELA運転参加のための修正も行われている。会議の他に技術者の交換も活発に行われた。交換技術者として、動燃からKfK, PAMELAに合計11人を派遣し、各人約半年から1年間滞在している。KfK側からは4人の技術者が動燃東海のガラス固化工学試験およびモックアップ試験に参加している。

本会議では独からDr. Weisenburgerら4人が参加した。本会議の開催に当たり、本社環境技術開発推進本部の計画、調整のもと、環境施設部および環境技術開発部が準備を行うとともに、会議運営に当たった。

現在、KfKの状況は、WAK再処理工場からの高レベル廃液のガラス固化技術、ならびに中国および米国PNLとの委託契約に基づく技術開発を着実に進めている。

一方、ベルギーのPAMELAプラントでのWAK廃液ガラス固化の実施の可否は、1994年の廃液輸送に対する公開ヒアリングの結果による模様である。

討論に於ける双方の関心は、主にガラス溶融炉運転における白金族元素の挙動及び品質保証であった。特にKfK側はTVFの施設および試運転結果に高い関心を示した。

今回の会議で、高レベル放射性廃棄物の管理状況および相方におけるガラス固化技術開発の進捗状況について相互に理解を深めることができた。また、今後のガラス固化技術の向上に有意義なものであった。

発表・討議に使用したOHP等の資料は、別冊「第12回 PNC/KfK高レベル廃棄物管理会議(2/2)-別冊資料集(1993年12月7日～9日、動燃東海事業所にて開催)-高放射性廃液固化研究報告-、PNC PN8100 94-003」にまとめた。また、交換レポートのうちKfKから入手したK-6'メルタの3年間の試験結果の総まとめについては海外協力協定関係資料「WAK高レベル廃液ガラス固化試験結果(1990-1993)-高放射性廃液固化研究報告-、PNC PD0124 94-002」として事業団登録資料とした。なお、KfKから入手した資料のうち、ハンフォード/ESMに関する情報は本来、KfKの受託先である米国に帰属するものなので、取扱いには注意されたい。

2. 議 事

2.1 議事録

Minutes of the Twelfth Annual KfK-PNC Meeting
Cooperation in High-level Waste Management
PNC-Tokai, December 7-9, 1993

The twelfth annual meeting on high-level waste vitrification between Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) and Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK) was held at PNC, Tokai Works December 7-9, 1993.

The purpose of the meeting was to review the progress and the state of the art on both sides since the last meeting in November 1992 and to discuss in detail the melter technology and related process equipments and programmes.

The agenda of the meeting including the list of participants is attached in the Appendix.

Both parties have achieved development progress since the last meeting at KfK. KfK continued the nonradioactive operation of K-6' melter to overcome the noble metal problem and obtained good results on draining noble metals. PNC carried out several nonradioactive long-term operation tests in the TVF and confirmed the effectiveness of the design and operational strategy to the noble metal issues. PNC also initiated the study of new treatment technology for high-level wastes.

In the meeting, the noble metal behavior in the vitrification process was discussed in detail in the technical sessions. Also the operational results of

KfK-melters and TVF-melter were discussed with respect to quality control of glass product. The results obtained through the discussions about all of the subjects are very useful for both sides.

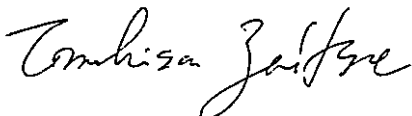
PNC expressed interest for future cooperation including KfK's results in melter scale up, design, operation and melter structure including bottom and electrode parts as well as the design of the possible vitrification plant for WAK waste.

Both parties confirmed that the exchange of specialists is an effective part of the cooperation and should be continued. KfK is highly interested in sending a delegate to participate in the radioactive operation of the TVF. KfK in turn will accept a PNC delegate for participation in the operation of melters according to the scheduled KfK programmes.

As a tentative date for the next meeting at KfK, November 1994 was envisaged. Topics to be treated in the next meeting will be announced and agreed upon in written form about three months ahead.

Both parties agreed to continue the cooperation in the field of HLLW management.

For
Power Reactor and
Nuclear Fuel Development
Corporation



T. Zaitso
for Y. Ando,
General Manager
Conditioning Research
Programme,
Radioactive Waste
Management
Project

For
Kernforschungszentrum
Karlsruhe GmbH



S. Weisenburger,
Leader of the
Technology
Division of the
Institut für Nukleare
Entsorgungstechnik (INE)

2.2 会議日程

1993.12.7

Agenda of
The 12th Annual meeting between KfK and PNC
in the field of High-Level Waste Management
held at PNC Tokai on 7-9 December

The 1st day, Dec. 7, Tuesday

8:00 Pick-up at the Hotel

8:25 Arrive at the Tokai-works and clearance procedure at the gate

8:40 Welcome and meeting Mr. Miyahara, the Director and Mr. Sasao, the Deputy
director of Tokai works

Move to ETF

9:00 Opening remarks and Confirmation of agenda

TECHNICAL PRESENTATION(1)

OVERVIEW

9:10 Current status of radioactive waste management in JAPAN

(PNC: Zaitu, T.)

9:30 Current status of radioactive waste management in GERMANY

(KfK: Roth, G.)

VITRIFICATION PLANT AND PROCESS PERFORMANCE

9:50 Conceptual study for the conditioning of the HAWC-WAK waste and on-site

vittrification

(KfK: Roth, G.)

10:10 Plant description and nonradioactive start-up test of TVF

(PNC: Yoshioka, H.)

11:00 Evaluation of the noble metals behavior, ESM feed preparation system

(KfK: Grünwald, W.)

MELTER AND PROCESS TECHNOLOGY

11:30 GRAVIS process control and data acquisition system (KfK: Roth, G.)

12:00 Lunch

13:00 Tour of TVF

TECHNICAL PRESENTATION(Continued)

15:00 3-dimensional mathematical modeling and physical modeling of melter

(PNC: Ayame, Y.)

15:30 Measurements of DF data for Sr, Cs and Ru for the melter and the off-gas
line

(KfK: Weisenburger, S.)

16:00 Inspection technique based on LASER for melter and dismantling of spent
melter

(PNC: Kobayashi, H.)

16:30 Melt level detection system recently tested in the K-6' and K-W3 melter
New overflow heating technique applied in the ESM melter

(KfK: Tobie, W.)

17:00 Move to Hotel

The 2nd day, Dec. 8 Wednesday

TECHNICAL PRESENTATION(2)

9:00 FUNDAMENTAL RESEARCH ON THE FUTURE HLLW TREATMENT

New glass melter

(PNC: Igarashi, H.)

Partitioning of heat generating elements

(PNC: Yonezawa, S.)

Higher volume reduction glass melting

(PNC: Sasage, K.)

WASTE CHARACTERIZATION AND PRODUCT QUALITY ASSURANCE

10:00 Characterization and quality assurance for the HAWC-WAK waste glass if produced in the PAMELA and disposed in Germany (KfK: Weisenburger, S.)

10:30 Characterization of glass and HLLW for the quality assurance(PNC)
Characterization of the glass produced in cold test operation of TVF,
(PNC: Kawamura, T.)

Characterization of the HLLW from the Tokai Reprocessing Plant)
(PNC: Yamashita, T.)

11:00 Break

TECHNICAL DISCUSSION

11:10 Indentify subjects to discuss and discussion

12:00 Lunch

13:00 Discussion

17:00 Move to hotel

The 3rd day, Dec. 9 Thursday

8:40 Summarize the technical discussion

12:00 Lunch

13:00 Summarize the technical discussion

15:00 Future collaboration

Preparation of the meeting minutes

17:00 Move to Hotel

2.3 参加者

participants list

The 1st day, Dec. 7, Tuesday

I Technical Presentation

Kfk side

Weisenburger, S

Roth, G

Grünewald, W

Tobie, W

PNC side

[Head office]

Zaitso, T

Torata, S

[Waste plants operation division]

(TVS)

Yoshioka, M

[Waste technology development division]

(HTS)

Ohuchi, J

Igarashi, H

Kawamura, K

Kobayashi, H

Masaki, T

Ayame, Y

Yamashita, T

Yonezawa, S

Sasage, K

Yamanaka, K

Terada, A

Shimoda, Y

Futamura, H

(LTS)

Fukumoto, M

II Tour of TVF

KfK side

Weisenburger, S

Roth, G

Grünwald, W

Tobie, W

PNC side

[Head office]

Zaitu, T

[Waste plants operation division]

Akiyama, T

(TVS)

Yoshioka, M

Ueno, T

Ikegami, Y

[Waste technology development division]

(HTS)

Igarashi, H

The 2nd day, Dec. 8, Wednesday

I Technical Presentation (continued)

KfK side

Weisenburger, S

Roth, G

Grünwald, W

Tobie, W

PNC side

[Head office]

Zaitso, T

(HTS)

Ohuchi, J

Igarashi, H

Kawamura, K

Kobayashi, H

Masaki, T

Ayame, Y

Yamashita, T

Yonezawa, S

Sasage, K

Terada, A

Yamanaka, K

Suzuki, T

Futamura, H

Sanbayashi, K

Hanamoto, Y

Shimoda, Y

Hanawa, H

The 3rd day, Dec. 9, Thursday

I Technical discussion

KfK side

Weisenburger, S

Roth, G

Grünwald, W

Tobie, W

PNC side

[Head office]

Zaitso, T

[Waste plants operation division]

(TVS)

Yoshioka, M

[Waste technology development division]

(HTS)

Ohuchi, J	Igarashi, H	Kawamura, K
Kobayashi, H	Yamashita, T	Masaki, T
Ayame, Y	Yonezawa, S	Hanamoto, Y
Sasage, K	Futamura, H	

II Future collaboration

KfK side

Weisenburger, S	Roth, G
Grünwald, W	Tobie, W

PNC side

[Head office]

Zaitso, T

[Waste technology development division]

(HTS)

Ohuchi, J	Igarashi, H
-----------	-------------

3. 技術発表における特記事項

3.1 Overview

3.1.1 Current status of radioactive waste management in Japan

(PNC:財津)

(1) 低レベル廃棄物

下北六ヶ所村の低レベル廃棄物処分場（運転中）について紹介した。

(2) TRU廃棄物

発生量の低減化および減容技術の開発を行っている。処分に関しては11GBg以下のものは低レベル廃棄物埋設施設に、11GBg以上のものはTRU廃棄物として処理する。また'90末までに処分技術の可能性を明らかにする。

(3) 高レベル廃棄物

(a) 動燃TVF、六ヶ所サイトのガラス固化施設、再処理施設、返還固化体貯蔵施設（建設中）の概要について紹介があった。

(b) 高レベル廃棄物の処分に関しては、

- ・処分の実施とR&D（独立したプロセスとして実施する）を区別する。
- ・はっきりしたスケジュールをたて組織の役割と責任を決めた処分計画を鮮明にしていく。

(c) 地層処分実施の手続きおよびスケジュール

1993年 SHP（高レベル放射性廃棄物プロジェクトの運営委員会）発足
～2000年 実施機関設立

- ・サイトの選定（地元の受入れ）
- ・サイトの性状調査と処分技術のデモンストレーション
- ・処分施設の設計と許認可申請

政府が行う認可のための安全調査

2030～2040年代中旬 処分施設の運転開始

(d) 高レベル廃棄物の処分については、

- ・政府当局によるR&D結果に対するレビューが適時おこなわれる。

- ・計画の各段階で地域団体の見解や希望を工程に反映することが重要である

(e) 役割と責任

- ・政府 : 全ての責任を持つ
方針と法律をたてる
- ・PNC : R&Dを実施する
地盤環境の調査を行う
- ・電力各社 : 処分費用の収拾
廃棄物発生元としてR&Dに協力する。

(f) 高レベル廃棄物地層処分の第1次進捗報告 (PNC)

- ・1992年9月政府に提出した。
- ・R&Dの現状について情報公開をおこなった。
- ・1993年9月政府がレビューと評価を行った。
- ・第2次進捗報告は2000年までに提出する予定

(g) 釜石鉱山での現地試験, 地層処分基盤研究施設 (GIRF) およびGIRFで実施しているEDAS試験について説明があった。

質疑応答

Q1 使用済燃料の直接処分についてどう考えているか。

A1 使用済燃料については再処理するのが日本の方針である。

Q2 処分の進め方で, 研究開発と処分の実施を独立させて進めていく理由はなぜか。

A2 処分研究開発の進捗を図るためには, 高レベル廃棄物貯蔵工学センターなどの研究施設の建設を円滑に進める必要がある。処分事業と処分研究を独立させなくては, これら研究施設の建設が円滑に進められず, 処分事業ばかりでなく, 処分の研究開発さえ進捗させられないためである。

3.1.2 Current status of radioactive waste management in Germany

(KfK:Roth)

ドイツにおける放射性廃棄物の管理状況の概要は, 以下のとおりである。なお, ド

イツにおける原子力施設および廃棄物管理状況を図3.1-1,2 に示す。

(1) 国内情勢

ドイツにおける高レベル廃棄物処理、処分についての計画が紹介された。

ドイツでは現在20基の軽水炉が稼働しており、その発電量は23GWeでこれは30～35%の電源構成比となっている。2000年までに4,000トンの使用済燃料が発生し、年間4,000～5,000m³の処理されるべき廃棄物が発生する。150,000m³の廃棄物は非発熱性で、3000m³が発熱性の廃棄物である。

(2) WAKプラントのデコミッションング

WAKプラントは1970年から1991年まで運転された。88m³のHAWC(24Million Ci)が発生しており、ベルギー、モルのPAMELAにてガラス固化される。HAWC輸送の許認可は現在進行中であり、1994年に公開ヒアリングが予定されている。輸送はCASTORキャスクを使用した列車によるもので、30回の輸送が必要である。返還されるガラス固化体は一次貯蔵される。

WAKプラントのデコミッションングの終了は2005年を予定しており、1,500トンの金属廃棄物、3,000m³の構造物廃棄物が発生し、25億5千万DMの費用が見積もられている。費用の92%は政府が負担することになる。

(3) 使用済燃料の直接処分

直接処分する使用済燃料を再処理せずに、方策を付加するという、再処理の優位性を除外した原子力政策の修正法案が提出された。

1979年より直接処分技術の開発を開始した。1986年Gorlebenにおける使用済燃料の取扱いとカプセル化についての許認可が申請された。1996年にホット運転が開始される予定である。

施設の規模は軽水炉の使用済燃料として35トン/年である。2種類のパッケージのオプションがあり、一方はPolluxキャスクをそのまま放置して処分する、他方はくりぬき孔内に処分するものである。

キャスクの寸法は5.5m×1.5mφであり、重量は中身が入った状態で65トンである。

(4) 使用済燃料の再処理

1985年再処理は原子力政策の重要な方策であった。1989年ドイツは商業的再処理

(ヴァッカーズドルフ)を取り止めた。1990年使用済燃料の再処理は外国によるものと決定された。

再処理契約はBNFLとCOGEMAで、500t/yearの再処理能力をカバーしている。1994年よりフランスからガラス固化体の返還が開始される。2000年までに887トンの使用済燃料がBNFLとCOGEMAにより再処理され、4200本のガラス固化体(150ℓ)が製造される。2000年以降は3200本のガラス固化体が追加される。

(5) 廃棄物処分

(a) Gorleben

岩塩洞が1979年より調査されており、すべての廃棄物、特に発熱性の廃棄物に適用できる。地上の調査は殆ど終了しており、地下の調査は進行中である。2005年ないし2010年より稼働が予定されており、特性評価、設計および建設の費用は26億DMと見積もられている。

(b) Konrad

鉄鉱山で非発熱性の廃棄物に適用できる。40年の使用で 10^6 m³の容積がある。許認可はまだ終了していない。運転開始は1990年代中頃に予定されており、設計費用は3億8000万DMと見積もられている。

(c) Moersleben

1979年より処分のために使用され、12000 m³の液体廃棄物が固化法によって処理され、4600 m³の固体廃棄物のパッケージがある。現在、安全評価が進行中であり、旧東ドイツの廃棄物のためにのみ使用されるであろう。

(6) HAWC-WAKのガラス固化

88 m³のHAWCが存在しトータルアクティビティは 9.6×10^{17} Bqである。このうち主なものはCs-137とSr-90とその娘核種で95%を占める。白金族元素は約400kg含まれている。ガラス溶融炉への廃液供給速度はリサイクル分も含めて28 ℓ/hであり、100%の稼働率で5ヶ月の運転となる。これにより50トンの固化ガラスが製造され125本のガラス固化体(400kg, 150ℓ)となる。ガラスの廃棄物酸化物含有率は16%である。

ガラス溶融炉は白金族元素対応のK-6'タイプでKfK-INEにより設計、製作される

ものである。これを用いた試験は1990年～1993年にかけてVA-WAK施設で実施された。HAWC-WAKのMo1 への輸送は1997/1998 年に予定され、固化処理運転は1998年より開始される予定である。

質疑応答

- Q1 使用済燃料キャスクとHLLWキャスクとの違いは。
- A1 外見は同じであるが、中の構造が異なるであろう。
- Q2 返還固化体の受入れ先は。
- A2 GorlebenまたはAsseのどちらかになるであろう。
- Q3 Gorlebenの地下施設の利用については。
- A3 処分研究および処分の実施に用いる。
- Q4 使用済燃料の直接処分の研究はどこで行うのか。
- A4 Gorlebenである。

The russian type reactors (WWER) are presently being assessed with respect to safe operation by the GRS (Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH, Köln).

There is at present no direct participation by public utilities from the old federal states in public utilities in the new federal states.

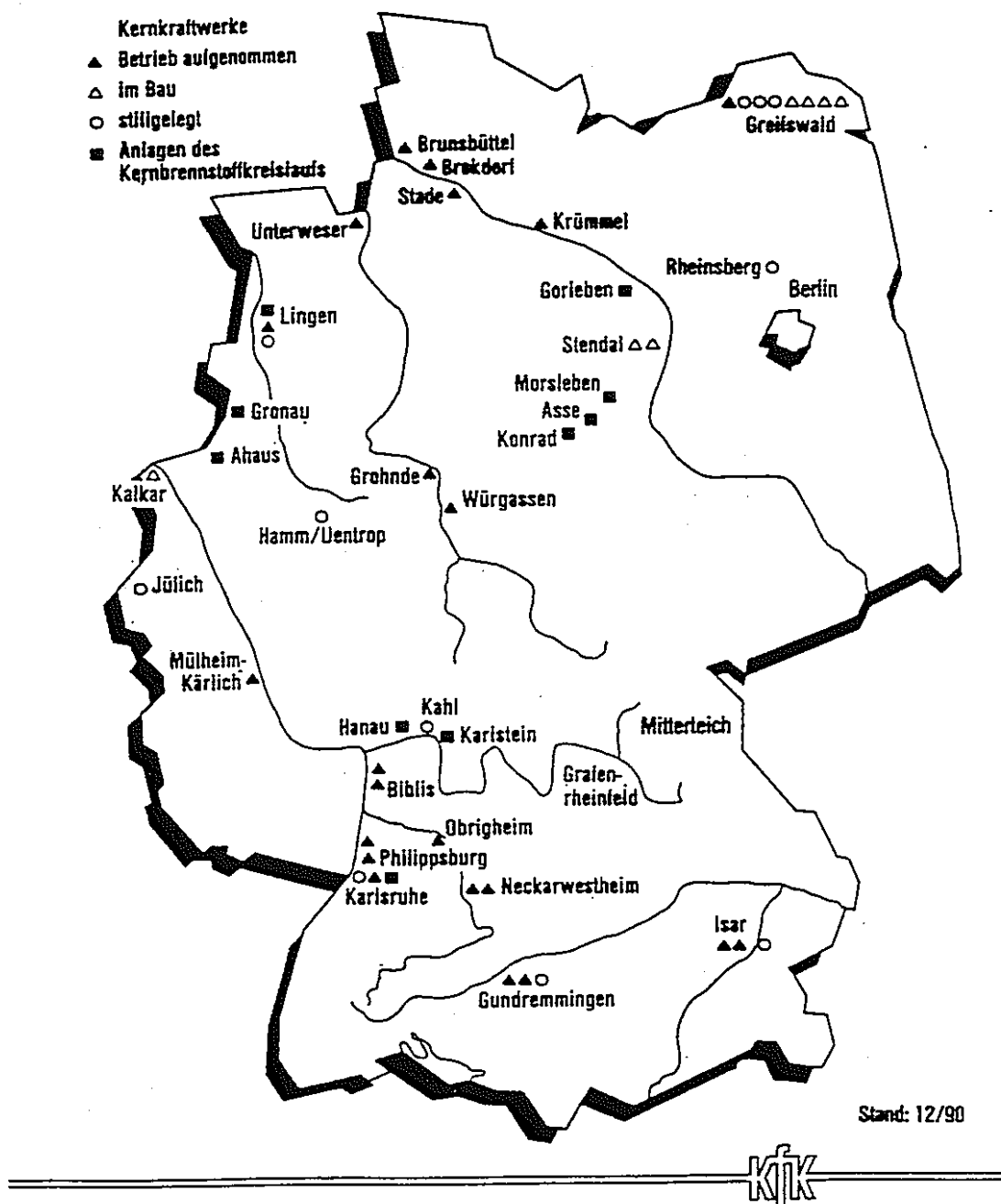


Fig. 1 Nuclear power plants and the facilities of the fuel cycle in the F R G

spent fuel with extremely high burnups or other spent fuel which does not meet the specifications of reprocessing.

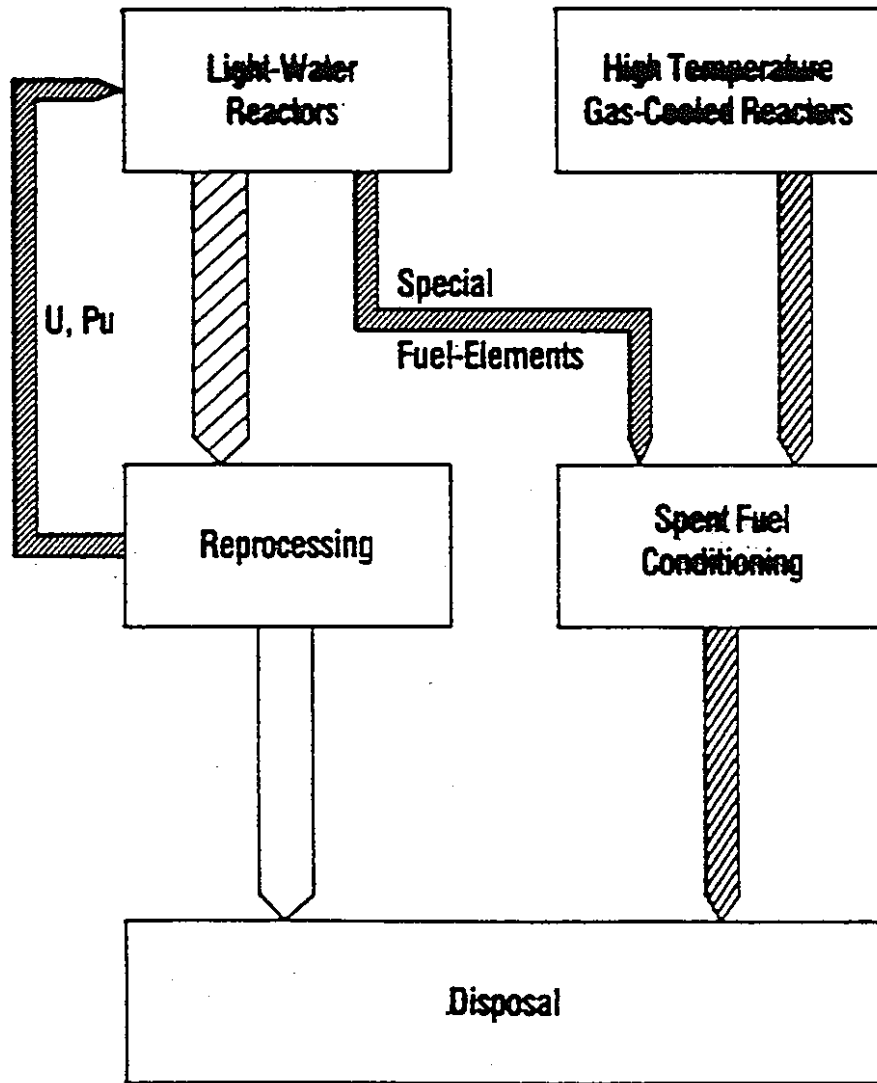


图3.1 -2 Future spent fuel strategy in the FRG

20 LWR on line
23 GWe installed capacity
30-35% Electricity supply
4,000 tons of spent fuel
4,000 ÷ 5,000 m³ of conditioned wastes/year
until 2000:
150,000 m³ wastes with negligible heat- production (≈95%)
3,000 m³ wastes, heat-producing (≈15%)

Decommissioning of the WAK Plant

- Plant operation 1970-1991
- 88m³ HAWC(24Million Ci)generated
- waste to be vitrified in PAMELA plant of Mal/Belgium
- Transport licenscing applied, under progress
- Public hearing 1994
- Transportation by train, CASTOR casks
- 30 transportation events necessary
- Returned glass product to be stored in interim storage

2005 Termination of decommissioning
1500 tons of metallic waste.
3000 m³ of construction materials waste
2.55 Billions DM estimated cost

Direct disposal of spent fuel

- additional management strategy for unreprocessable spent fuel elements
- amendment to the Atomic Energy Act to eliminate the priority of reprocessing

スケジュール

1979 Development of direct disposal techniques started
1986 License application for a pilot plant for spent fuel conditioning and encapsulation at Gorleben
1996 Intended start-up of hot operation

- plant capacity : 35 tons/year spent fuel from LWR
 - Two package options :
 - Pollux-casks for disposal in drifts(reference)
 - for disposal in boreholes(back-up)
 - Cask-dimensions :5.5m×1.5m ϕ ,65tons(loaded)
-

Reprocessing of spent fuel

1985 Atomic Energy Act : Reprocessing as reference strategy
1989 German plants for industrial reprocessing(wackersdorf)
abandoned
1990 Decision to reprocess spent fuel abroad

Contract with BNFL/COGEMA covering 500t/year reprocessing capacity

1994 start of return of waste glass from France

Year 2000 : 887tons of spent fuel reprocessed by BNFL/COGEMA
4200 canisters(150 ℓ)of glass product
After 2000: 3200 canisters, optional

Waste disposal

Interim storage:Gorbeben,Aarhus(waste glass)
Mitterteich(NPP wastes)
Gorbeben repository

- salt dome,investigated since 1979
- suitable for all types of waste,especially heat-generating ones
- Above-ground exploration almost complete
- underground exploration still in progress
- Expected to be available in 2005-2010
- cost estimate for characterization,design and construction
2.6 billion DM

Konrad repository

- Former iron mine, to be used for non-heat generating waste
- 10^6 m^3 disposal volume(40 years utilization)
- Licensing procedure not yet terminated
- Start-up expected for mid-nineties
- costs for design, 380 million DM

Moersleben disposal facility

- used for disposal since 1979
- About 12000 m^3 liquid waste conditioned by in-situ solidification
- 4600 m^3 solid waste packages
- presently safety evaluation underway
- Will be used only to accommodate former GDR waste

Vitrification of the HAWC-WAK

Main operation data

- 88 m^3 of HAWC(incl. dilution by transfer etc.)
- $9.6 \times 10^{17} \text{ Bq}$ total activity, main radionuclides
 - Cs-137 and Sr-90 with daughters, 95%
- About 400kg noble metal(commercial-like HAWC)
- 28 ℓ /hr Melter feed rate (incl. 10% recycle)
- 5 months operation time(100% availability)
- 50 tons of glass product
- 125 glass canisters(400kg, 150 ℓ)
- 16wt% waste oxides loading

Melter technology

- Melter type K-6', noble metals-compatible
- designed and constructed by KfK-INE
- Tested in the VA-WAK facility 1990-93

Vitrification schedule

- Transportation of the HAWC-WAK to Mol 1997/98
 - 1998 Start of vitrification campaign
-

3.2 Vitrification plant and process performance

3.2.1 Conceptual study-for the conditioning of the HAW-WAK waste and on-site vitrification

(KfK:Roth)

WAK 廃液をPAMELAに輸送し、固化処理することが許可されなければ、KfK サイト内で処理する。廃液等の設計条件を表3.2-1,2 に、固化プロセスフローを図3.2-1 に、また建屋構造とセル配置の案を図3.2-2,3 に示す。セル内の機器配置(案)を図3.2-4,5 に示す。遠隔保守については図3.2-6 に示すようにパワーマニプレータと手動のマスタースレーブマニプレータが考えられている。ベルギーでは2000年までにPAMELAを閉鎖したいと考えているので、これも固化サイトの決定要因となる。固化施設をWAK 既設建屋内に設置するか、建屋を増設するかのオプションがある。固化プラントの増設の許認可は容易であるが、プラントへの廃液移送が課題だ。また表3.2-3 に示すように廃液の輸送方法(CASTOR, 地下配管移送, 直接移送), 固化体の貯蔵方法についてもいくつかのオプションが検討されている。廃液の輸送はKfK サイトに限っても許認可がむずかしい。WAK 廃液のガラス固化処理の終了までに12年を要する予定(表3.2-4)で、デコミを除いた建設運転コストは15億54万DMと予想されている。(表3.2-5)

3.2.2 Cold testing status of Tokai Vitrification Facility

(PNC: 吉岡)

(1) TVF の概要

TVF のプロセスフロー及び主要なセルである固化セル内のラック配置、並びに固化セル内の写真によりTVF の概要を説明した。さらに現在進めているコールド試運転のスケジュール及び現在までの実績、並びに今後の計画について紹介した。

(2) 固化体品質のためのプロセスコントロール

TVFにおいては、廃液を受け入れた受入槽での分析値(全廃棄物酸化物濃度、及び Na_2O 濃度)に基づいて、順次、濃縮器、濃縮液槽、濃縮液供給槽の廃液濃度を推定により求め、溶融炉に供給する廃液濃度及び製造速度等からガラス原料、廃液の供給速度を算出し、それらを定量供給することにより、固化体品質は担保される。し

表3.2 -1

Basic data (theoret. blend of tanks)

Total quantities and main data

Total feed volume	86 m ³
Total activity	9.6*10 ¹⁷ Bq
Specific activity	1.1*10 ¹³ Bq/l
Specific decay heat	0.9 W/l
Glass production	49.5 to
Total spec. activity product	1.9*10 ¹³ Bq/kg
Specific heat in product	1.6 W/kg

Material data

Oxide yield	92 g/l
Waste loading	16 wt-%
Quantity of product per liter HAWC	0.575 kg

Main material streams

Throughput of HAWC	25 l/h
Throughput of Feed	28 l/h
Glass production rate	14.4 kg/h
Canister production rate	1 canister in 28 h

表3.2 -2

Canister data

Canister size	dia. 430*130 mm height
Capacity	400 kg
Total activity	7.8×10^{15} Bq
Main radioisotope	Cs-137/Ba-137 m, 55 %
Number of canisters	124
Volume of HAWC pressed for one canister	≈ 700 l

Operational data

Total operation time (25 l/h, 100% availability)	143 days (≈ 5 months)
Operation mode	continous
Secondary liquid waste, total	≈ 70 m ³ condensate ≈ 25 m ³ scrub solution
Quantity of evaporator concentrate	≈ 3 m ³ (concentration factor of 30)

HAWC-Transfer

- Transport cask (CASTOR)
- Tube channel (underground / above ground)
- Direct transfer

Location

- Installation inside existing WAK / KfK buildings
- New building on WAK site / KfK site

Canister storage

- Direct storage inside existing WAK / KfK buildings
- Direct storage inside new WAK / KfK buildings
- Temporary storage in CASTOR on site
- CASTOR transport to Gorleben

表3.2 -3

Variants considered for the vitrification plant

表3.2 -4 Time schedule for vitrification plant for on-site

Steps (6/93)	Months
1. Planing of construction, safety report, application	30
2. Examination of application	16
3. Participation of public	12
4. Permission of construction	14
5. Construction of building	18
6. Construction of facility	30
7. Cold test	6
8. Permit of operation	6
9. Vitrification operation	16
Total time in months	148
Total time in years	12

ccfovp.xls

	state of cost' 93	extrapolated
1. Work of building owner	65 Mio DM	74 Mio DM
2. Planning costs	120 Mio DM	136 Mio DM
3. Cost of construction	242 Mio DM	340 Mio DM
4. Operation	36 Mio DM	60 Mio DM
5. Decomissioning, Removal	220 Mio DM	420 Mio DM
6. Glass canister, secondary waste	40 Mio DM	70 Mio DM
7. Operation HAWC storage tanks	340 Mio DM	450 Mio DM
Total costs	1.063 Mio DM	1.550 Mio DM

表3.2 -5 Costs calculation for the vitrification plant

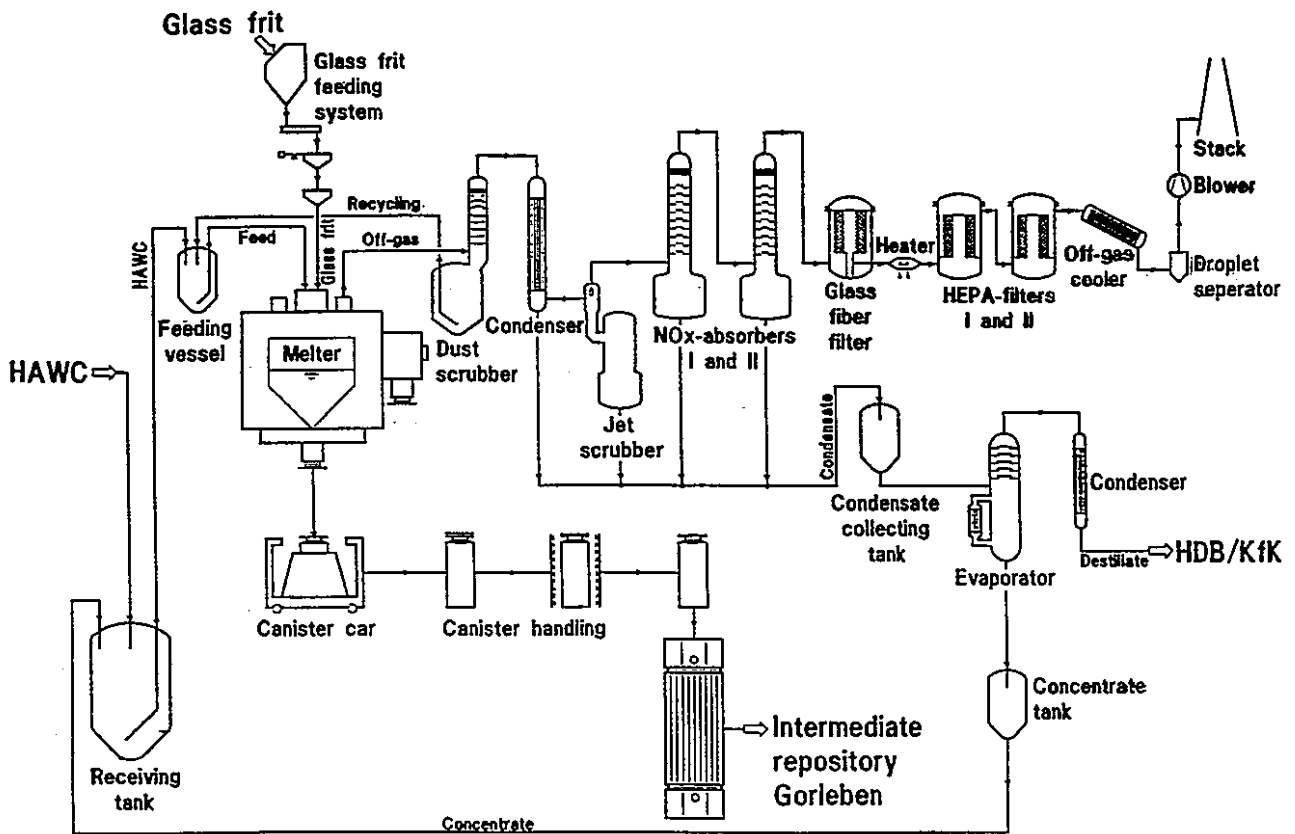


Fig. 2 -1 Basic flowsheet of the HAWC-WAK vitrification plant on site

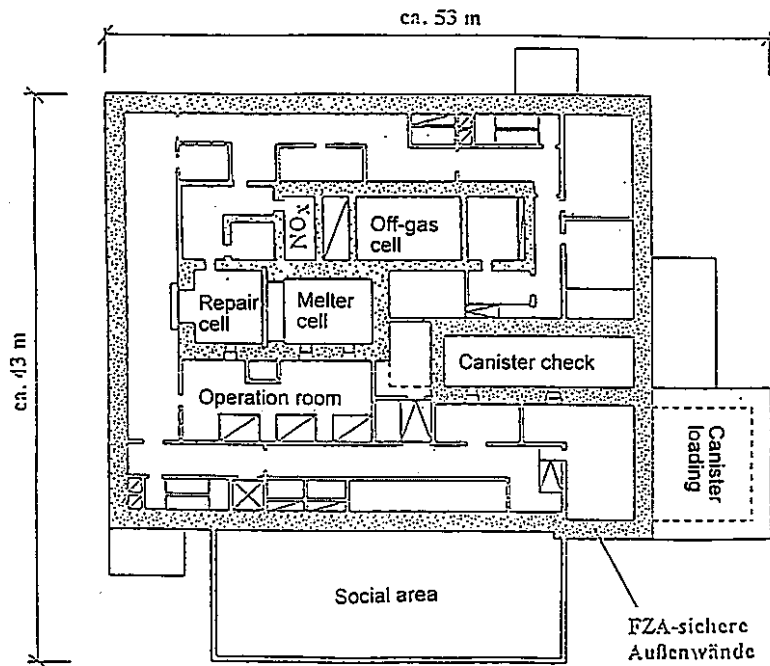


Fig. 2 -2 Possible structure of the on-site vitrification plant

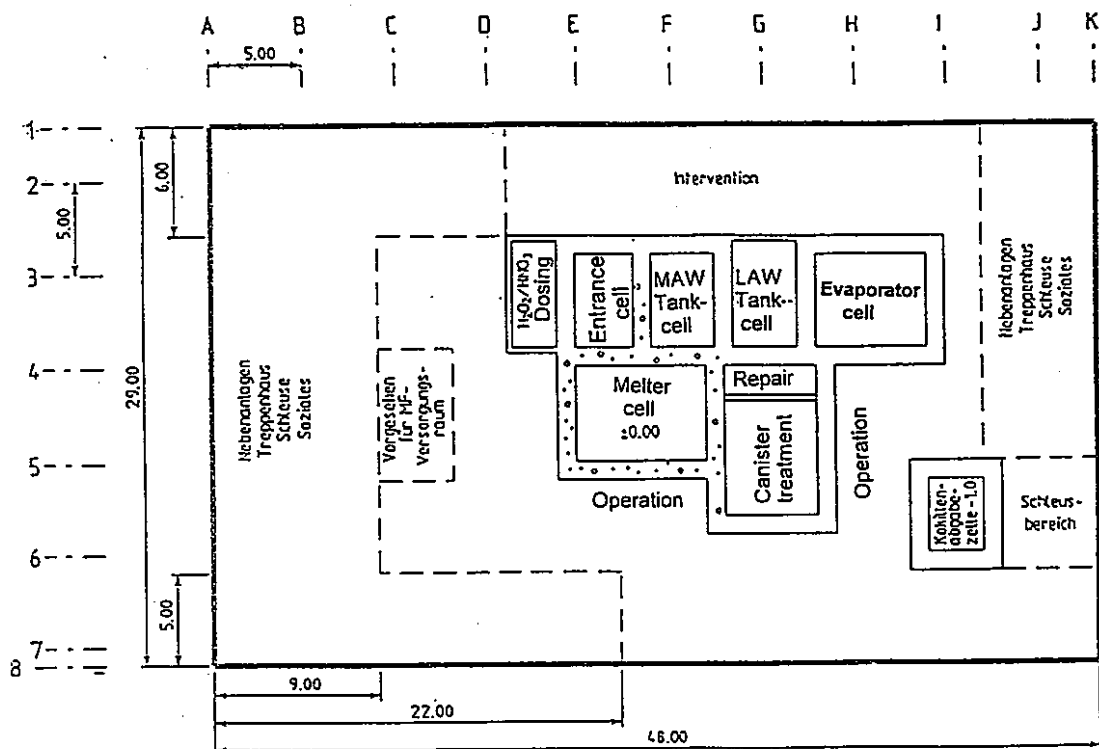


Fig. 3.2 -3 Cell arrangement, plan view, level +0m

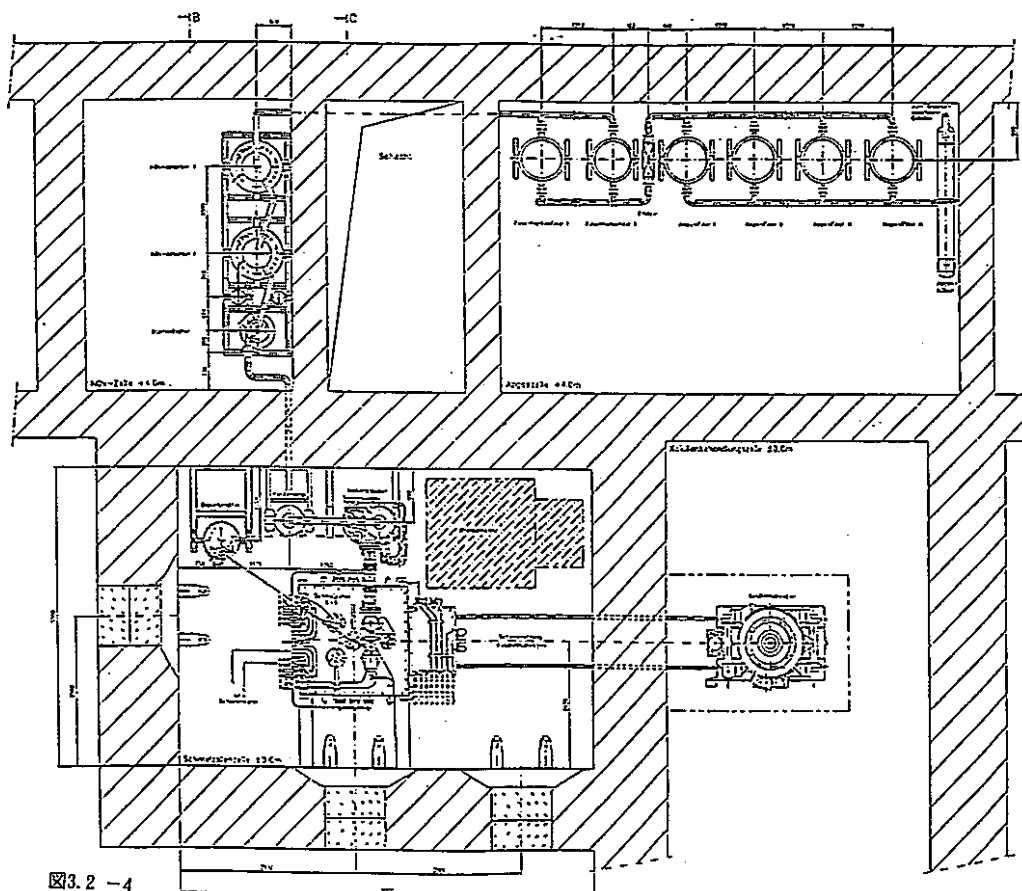


Fig. 3.2 -4

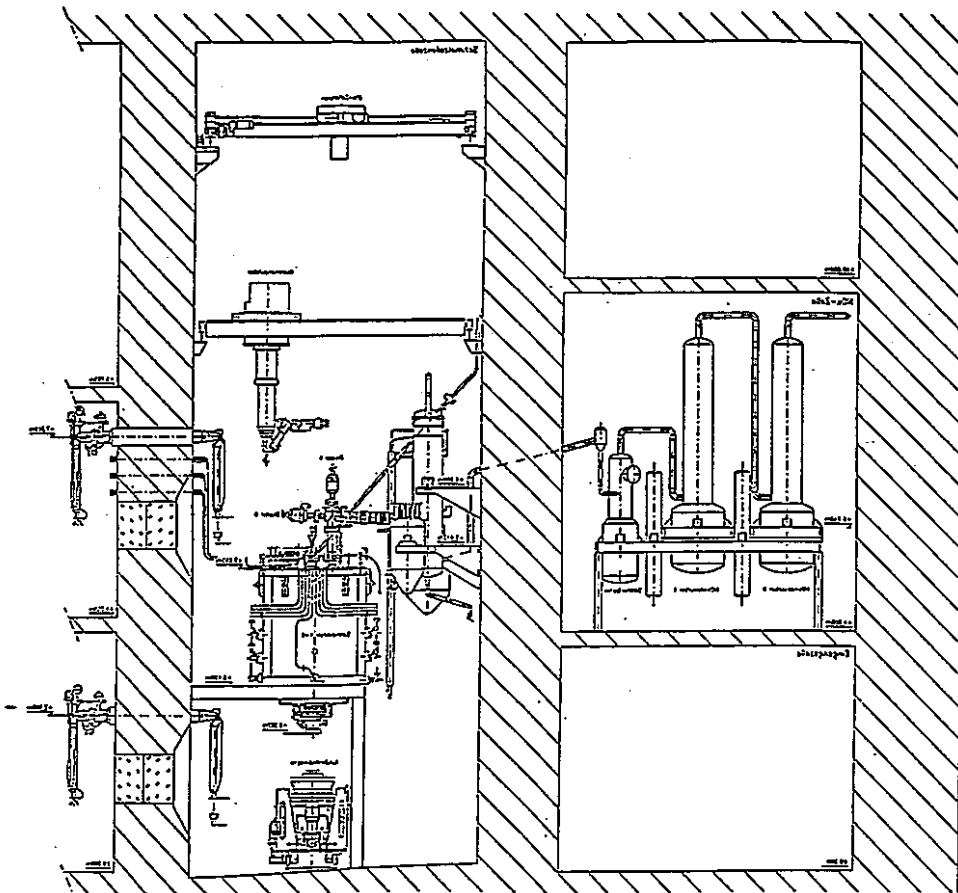


图3.2-5

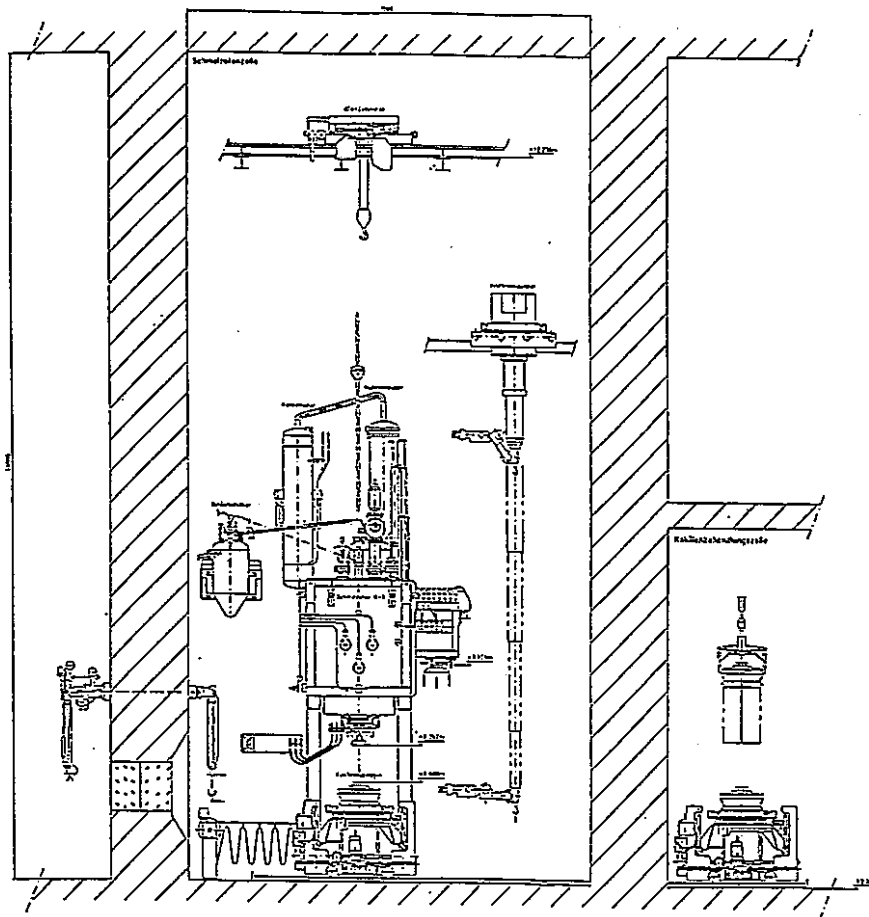


图3.2-6

たがって、コールド試運転においては、廃液移送時の濃度推定の精度、定量供給精度、及び固化体品質の管理精度についての試験をおこなった。試験においては、濃縮器以降の槽で廃液サンプリングを行い、推定値との比較を行うとともに、各バッチ毎の供給量を求め目標との比較を行った。さらに製造した固化体からのガラスサンプルの分析により、推定値(運転値)及び分析値による廃棄物含有率等との固化体品質管理結果の比較を行い評価した。

廃液濃度の推定誤差は数%であり、精度よく推定できることを確認した。また、ガラス原料、廃液の供給性は廃液の場合でも±5%以内であり、定量供給性を確認した。特に、ガラス原料はファイバークャトリッジを採用しているため、±1%程度に管理されている。さらに、固化体品質には、廃液およびガラス原料の供給精度が相互に関連して影響をあたえるが、両者を含めた定量供給性は、固化ガラスの品質を目標に対し十分小さく管理できる精度であることを確認した。

固化体品質の管理精度は、95%の信頼度による推定の結果、全廃棄物含有率については 25 ± 1.2 %, ナトリウム酸化物含有率については 10 ± 0.8 %に管理できることを確認した。

(3) 熔融炉運転

熔融炉運転は、白金族元素に対応した炉底低温運転を採用するとともに、炉内雰囲気温度を300～350℃にコントロールする手法を用いた。その運転結果から、主電極電力をコントロールすることにより、炉底低温運転及び炉内雰囲気温度のコントロールが可能であることを確認した。

白金族元素の抜き出し性については、初期の2～6バッチについてガラスサンプリング結果により評価するとともに、主電極間抵抗の変化から評価した。その結果平均で100%の抜き出し率が得られることを確認するとともに、それ以降のバッチにおいても主電極間抵抗の低下がないことから白金族元素の抜き出し性は良好であったものと評価した。

ガラス流下モードについては、炉底低温運転を採用している関係上、流下5時間前から補助加熱を行い、流下ノズル加熱を所定時間おこなうことにより、スムーズに流下を開始することを確認した。ガラス流速制御も問題なく実施できることを確

認した。

その他、溶融炉の熱収支結果について報告した。TVF メルタは断熱性が良いために耐火物を通してのヒートロスは小さいが、空気による主電極冷却によるヒートロスが全体の約40%と大きいことが特長である。また、ガラス溶融(水分蒸発、廃棄物成分、ガラスの加熱、溶融)に使われる熱はジュール加熱により発生する熱の約25%であると推定される。他の熱は耐火物を通してのヒートロス及び蒸気、空気の加熱により失われる。

(4) オフガス処理プロセスの性能

溶融炉換気系湿式処理機器(スクラッパ~吸収塔)の除染係数(DF)を揮発性核種(Ru), 準揮発性核種(Cs), 非揮発性核種(Sr, Na)について評価した。評価のためのプロセス運転は、ホット運転で実施する洗浄運転、及び評価のための循環運転により評価し、比較した。試験の結果、これら湿式処理機器のトータルの除染係数は、挙動の異なる全ての元素に対して設計値を上回ることを確認した。

3.2.3 Evaluation of the noble metals behavior, ESM feed preparation system

(KfK:Grünwald)

(1) ガラス溶融炉における白金族元素の挙動

1990年5月~1993年6月の期間にK-6'メルタ(図3.2-7, 8, 9)を使用したD1~D6のキャンペーンが実施された。K-6'メルタは3対の電極を有し、炉床勾配は75°である。ガラスの流下は1本のキャニスタに2回に分けて行う。この内、白金族元素(Ru, Pd)を添加した4ケース(D2, 4, 5, 6)について白金族の挙動を評価した。試験結果を図3.2-10~26に示す。ボトムドレインに比べオーバーフローは白金族元素の抜き出し率は低下するが、白金族元素の分布は均一になる。オーバーフローは、白金族元素が蓄積する傾向にあるので長期間の運転に使えない。D5で行った炉底部の低温運転は白金族元素の抜き出し率の向上に効果がある。

(2) ESMプロジェクト

米国PNLからの受託試験として実施したESM(Engineering Scale Melter, Hanford

の1/10のスケール、平底 図3.2-27~29, 表3.2-8)の試験(表3.2-9)では、白金族の抜き出し率は75~90%で炉床に高濃度の白金族元素含有ガラス(5~10%)が2~3cm (a few cm)の厚さで残留した。下方電極間抵抗は1,200hの運転で13%低下する傾向が認められた。(図3.2-30) Hanford 型溶融炉は長時間の運転では白金族元素が問題になることが示唆された

質疑応答

Q1 K-6' メルタの2本のバブリングチューブは同時に使用するのか。

A1 同時に使用する。

Q2 バブリングは白金族元素の均一に効果あるか。

A2 効果はある。

Q3 D4のガラス温度が高いのは電気抵抗のデータと矛盾しないか。

A3 ボトムドレインとオーバーフロー(バブリング)の違いによりこのような結果になったと考えられる。

表3.2 -6 Vitriification runs with the K-6' melter

	D1	D2	D3	D4	D5	D6
Time of operation:	May 25-June 4, 1990	June 4-24, 1990	April 13-18, 1991	June 5-26, 1991 (92h idling)	Feb. 19-April 28, 1992 (396h idling)	March 25-July 1, 1993 (286h idling)
Feed type	HAWC-WAK no noble metals	HAWC-WAK Tank 240.02 2.91 % Ru 1.45 % Pd	- glass product feeding	HAWC-WAK Tank 240.02 2.91 % Ru 1.45 % Pd	HAWC-WAK Blend of Tank 240.02 + 240.03 2.28 % Ru 1.32 % Pd	HAW-WAK Blend of Tank 240.02 + 240.03 + undissolved 2r 2.28 % Ru 1.32 % Pd
Total volume, m ³	5	10.3 (30kg Ru) (18kg Pd)		9.6 (28kg Ru) (14kg Pd)	15.4 (35kg Ru) (20kg Pd)	15.9 (36kg Ru) (21kg Pd)
glass frit	SWA 452	SWA 452		SWA 452	GG-WAK 1	GG-WAK 1
glass loading, wt-%	13	14 (0.5 wt-% Ru) (0.3 wt-% Pd)		13.9 (0.5 wt-% Ru) (0.3 wt-% Pd)	14.3 (0.4 wt-% Ru) (0.23 wt-% Pd)	13.8 (0.37 wt-% Ru) (0.22 wt-% Pd)
glass product, to	2.5	5.9	0.8	5.6	8.7	9.3
number of pourings	15	30	9	28	42	47
glass pouring via	bottom drain	bottom drain	overflow drain	overflow drain	bottom drain	overflow drain

表3.2 -7 Vitriification runs with the K-6' melter, continued

	D1	D2	D3	D4	D5	D6
Feed throughput, %/h	26-28	25	-	30 (max 35)	36	34
glass production rate, kg/h	15.4	13	14	15.7 (max 18.3)	18	14.9
pouring batch, kg	195	195	100	195	195	195
glass production yield, %	585	580	-	580	594	594
total melter power, kW (average)	80	82		85	85	80
power skew (upper to lower electr.)	2:1	2:1		3:1	4:1	7:1
glass pouring rate, kg/h	100-120	100-120		100-120	100-120	100-130
time availability, %	100	100		98	100	100
bubbling air	no	no	yes (600% each tube)	yes (600, 400, 200 % each tube)	no	yes
Drainage of the melter		2.2 kg Ru 1.5 kg Pd				3.4 kg Ru 2 kg Pd

表3.2 -8 Layout data ESM - Melter

	Full-scale melter	1/10-melter (ESM)
glass pool volume	2383 l	234 l
surface area	2.63 m ²	0.298 m ²
glass pool depth	0.86 m	0.78 m
feed rate	222 l/h (100 kg/h)	20 l/h (10 kg/h)
residence time	58.5 h	58.5 h

表3.2 -9 Compilation of the main test run data

	Pretest	Noble metal test
Design feed rate	20 l/h	20 l/h
Corresponding glass production rate	10 kg/h	10 kg/h
Melting temperature	1150 °C	1150 °C
Temperature of heater pipes	900 °C	900 °C
Amount of feed	3 m ³	14 m ³
Oxide yield	139 g/l	140 g/l
Recycle	17 g/l	17 g/l
Glass frit	343 g/l	343 g/l
Total oxides	494 g/l	500 g/l
Waste glass loading	30.7 wt %	31 wt %
Amount of glass frit to be used	0.92 to	4.31 to
Glass production	1.3 to	6.3 to
Noble metals amount for this run		
Ruthenium	-	5.996 kg
Palladium	-	2.069 kg
Rhodium	-	1.646 kg
Number of glass canisters	4	17
Canister type	φ 430 x 1350 mm (400 kg maximum capacity)	
Number of pouring operations (per canister)	5 (75 kg each pouring)	
Glass sampling	25 samples are taken filling one canister	
Total Glass samples	90	420

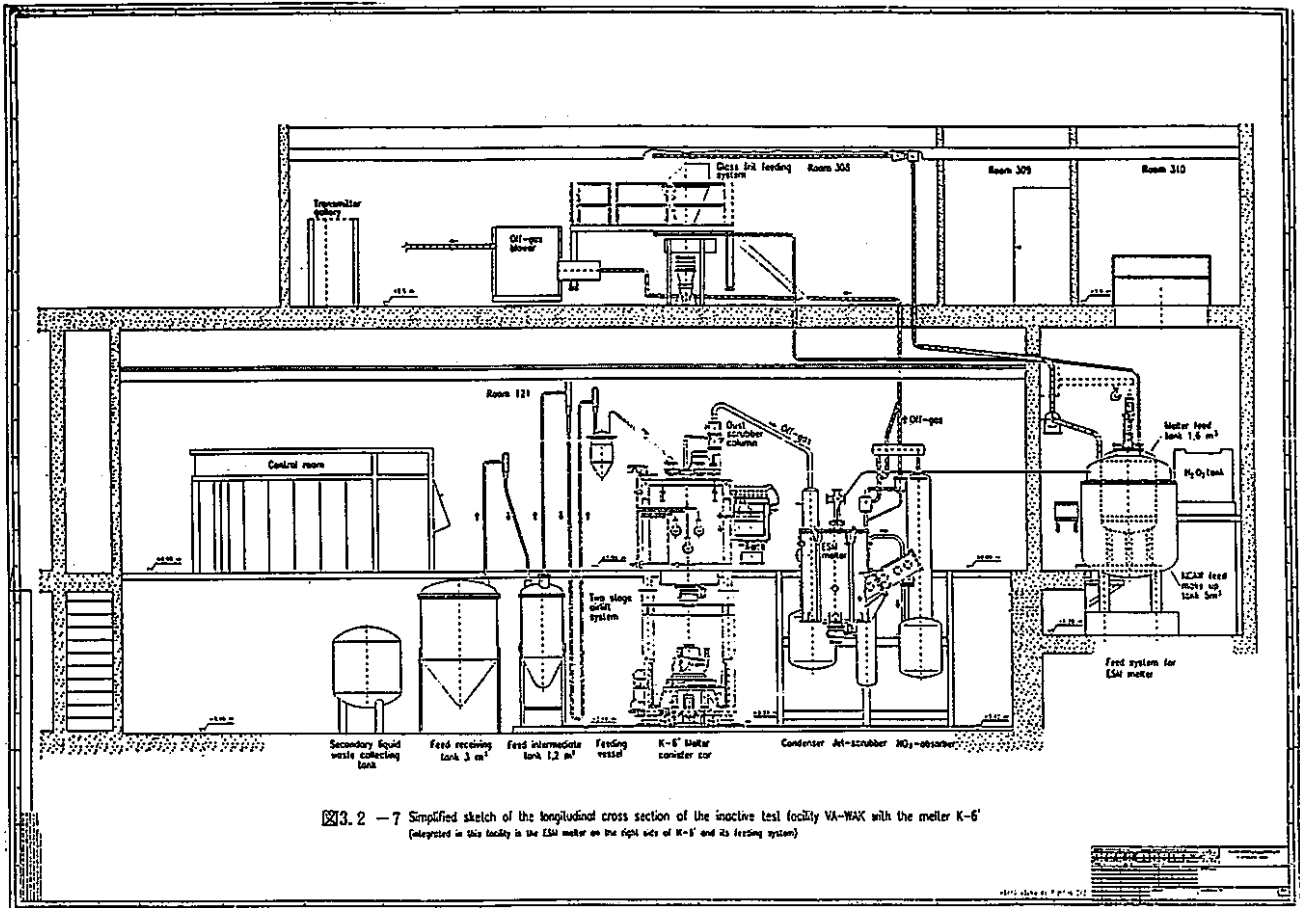


Fig. 3.2 - 7 Simplified sketch of the longitudinal cross section of the inactive test facility VA-WAX with the melter K-6' (interpreted in this locality in the ESM melter on the right side of K-6' and its feeding system)

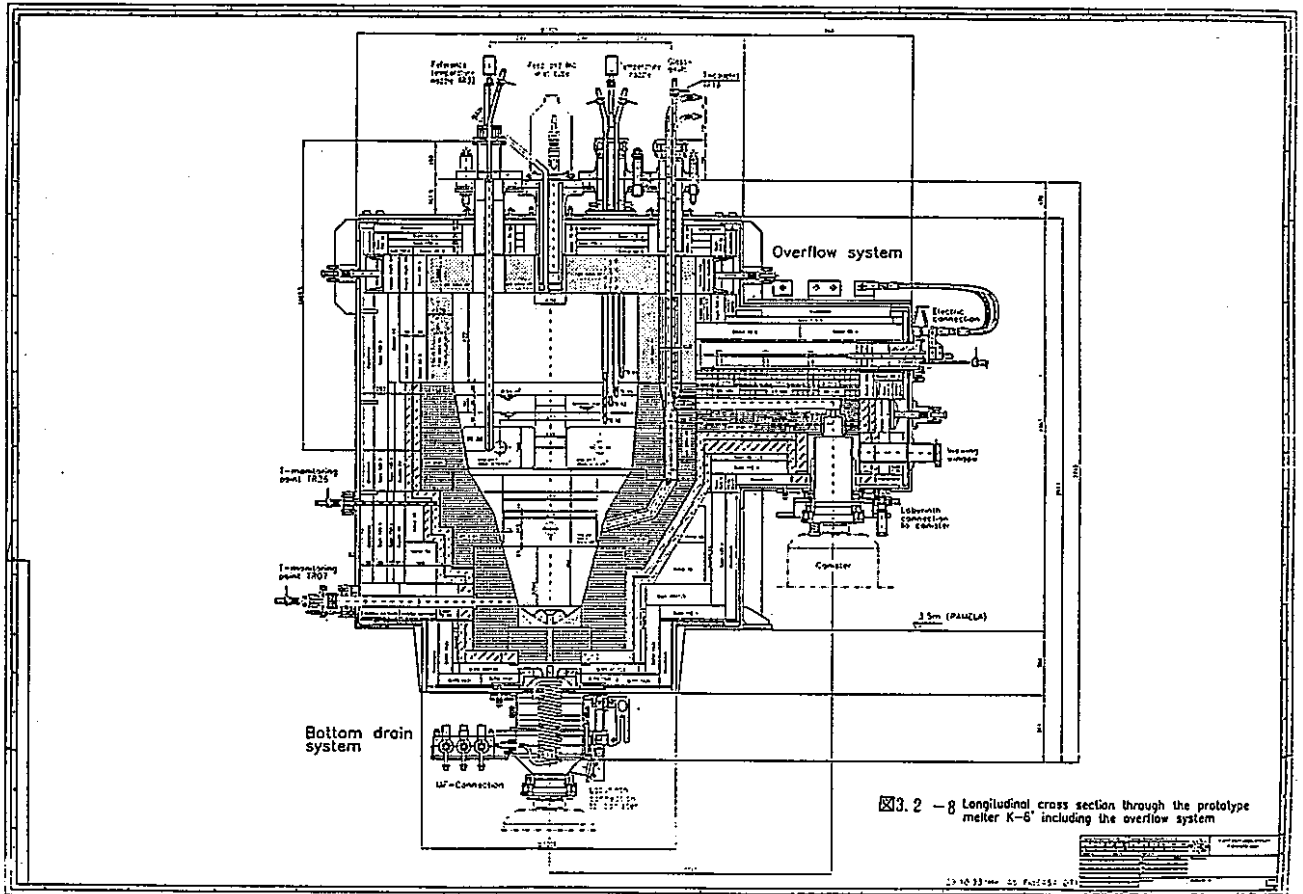


Fig. 3.2 - 8 Longitudinal cross section through the prototype melter K-6' including the overflow system

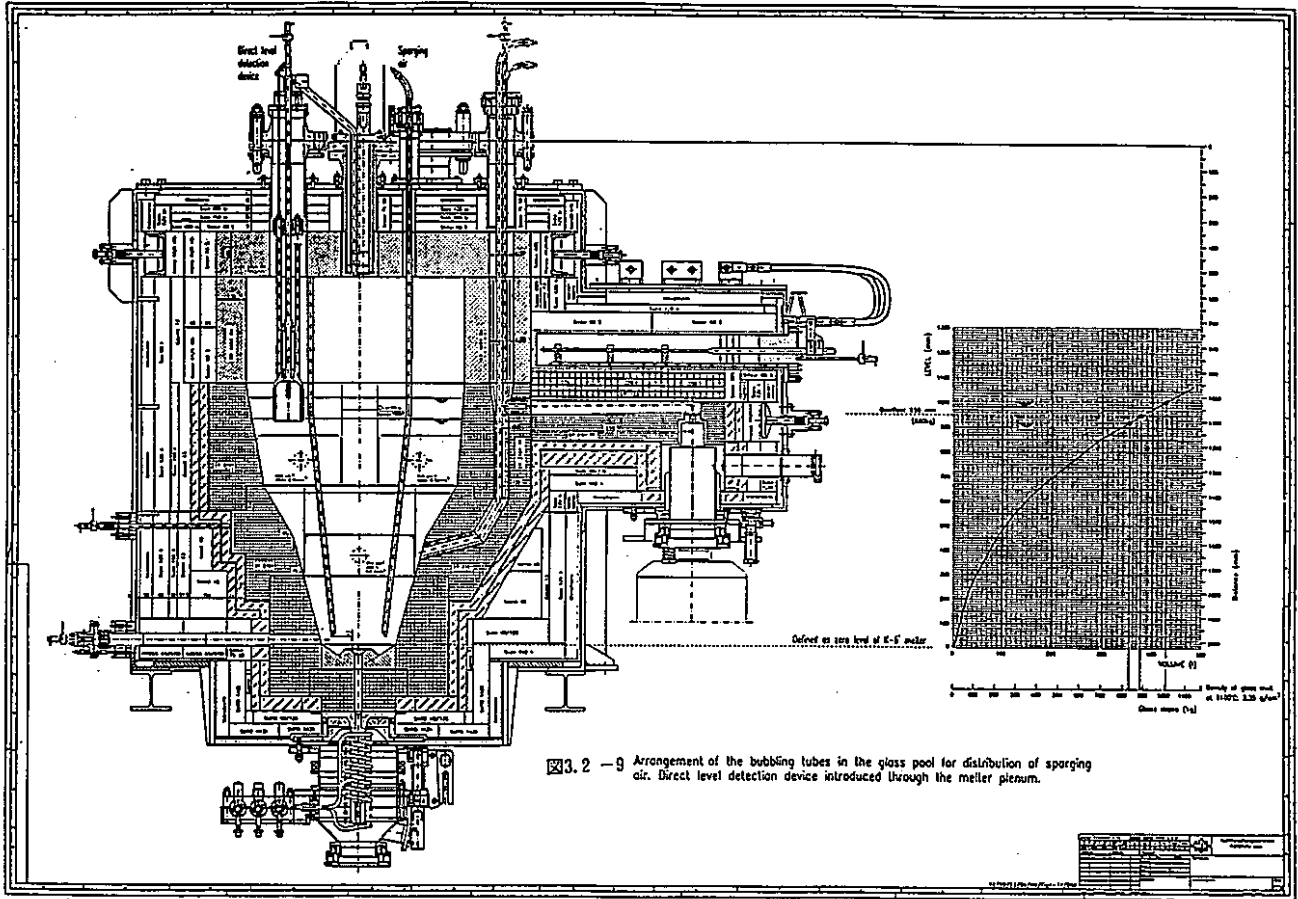


Fig. 2 - 9 Arrangement of the bubbling tubes in the glass pool for distribution of sparging air. Direct level detection device introduced through the meter pitman.

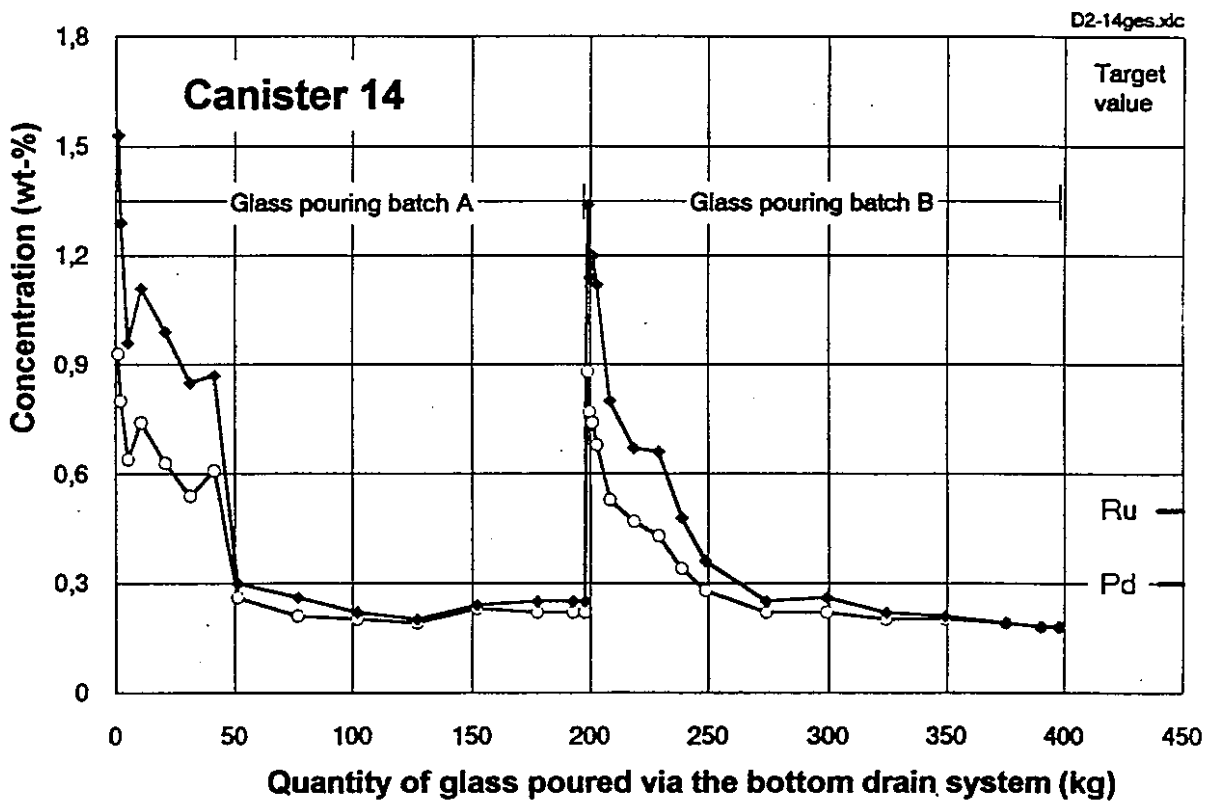
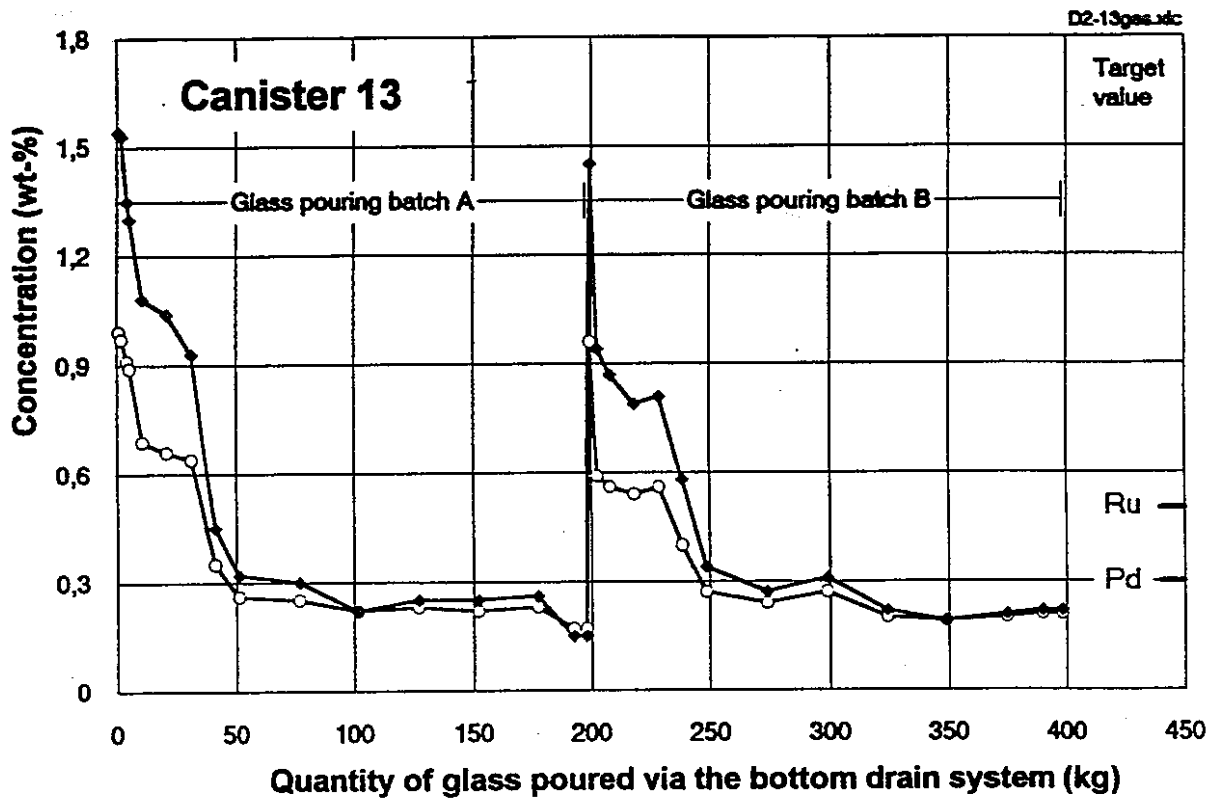


Fig. 3.2 - 10 Noble metal concentrations in glass samples taken from pouring stream while filling canister 13 and 14 of the D2 test run

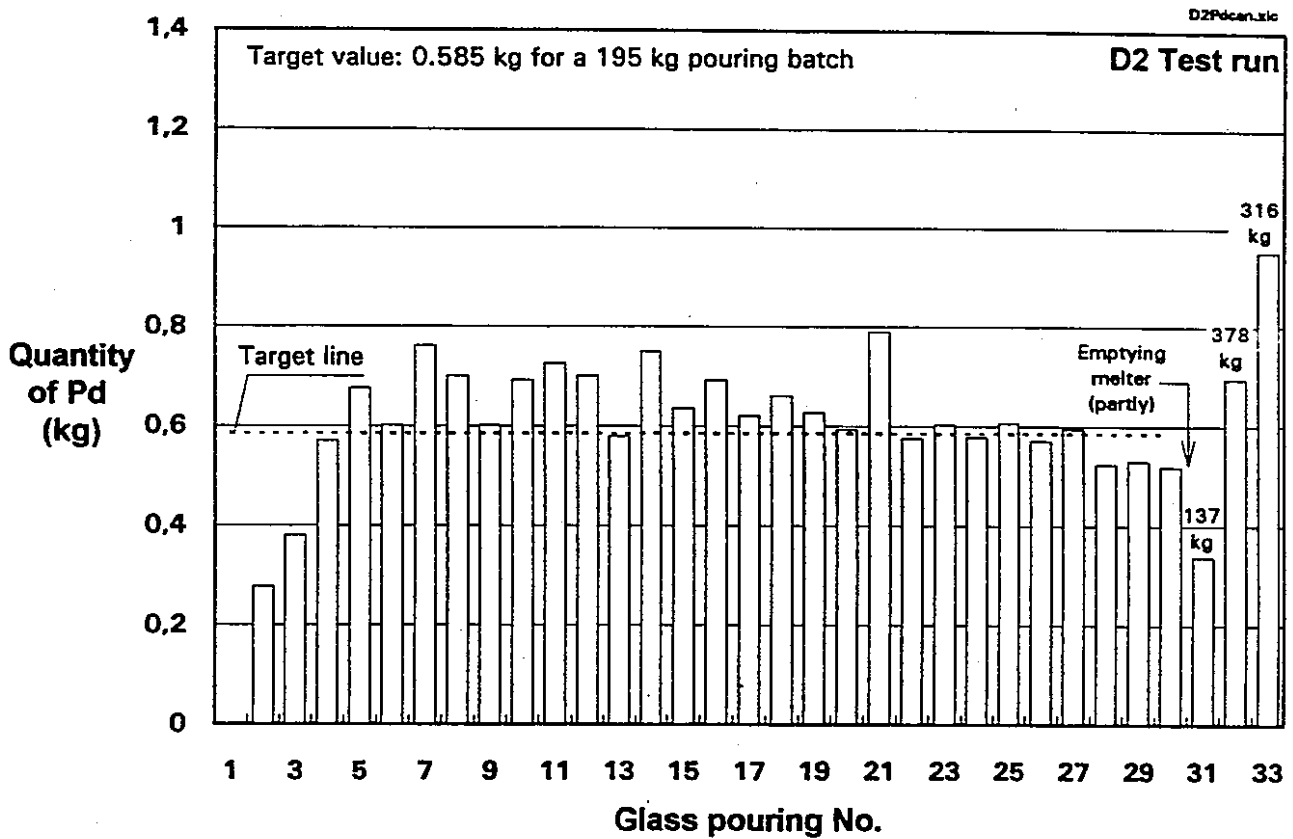
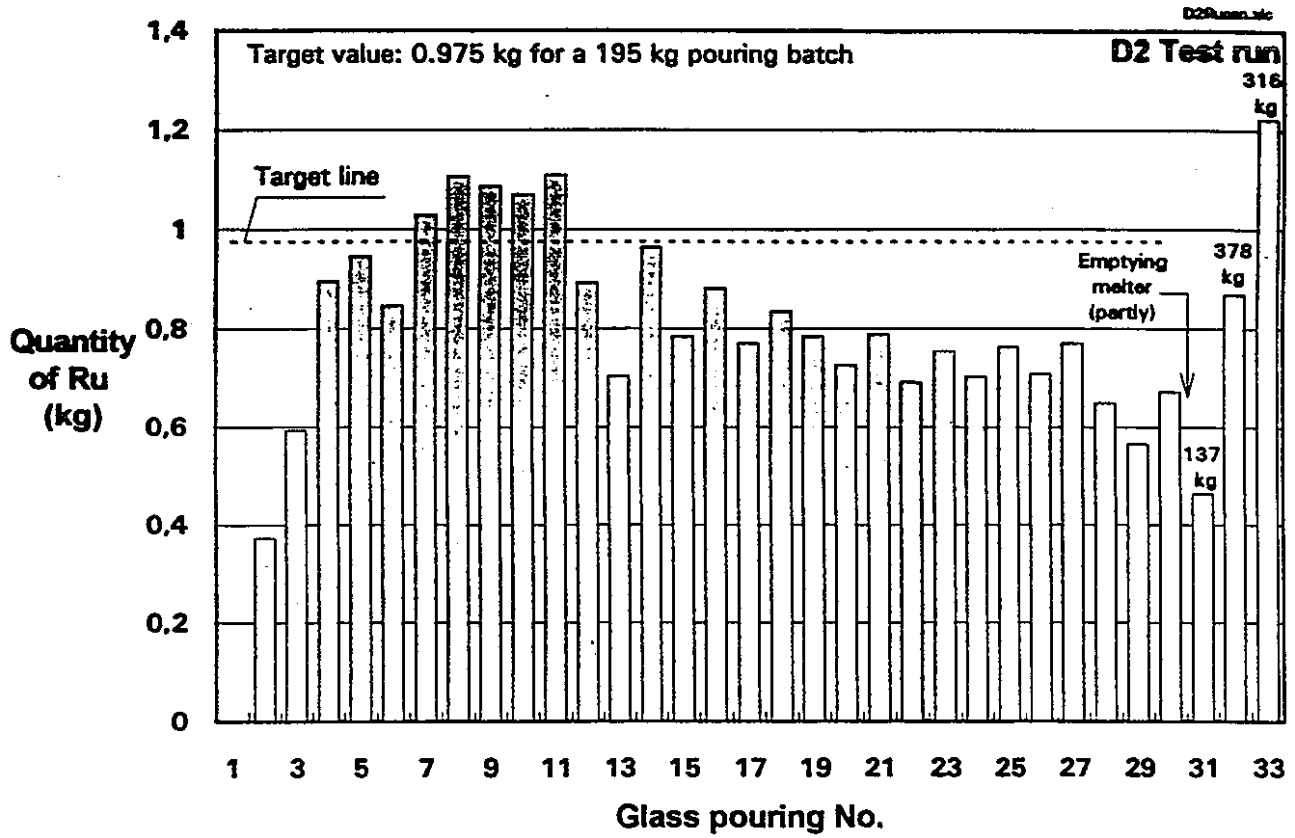
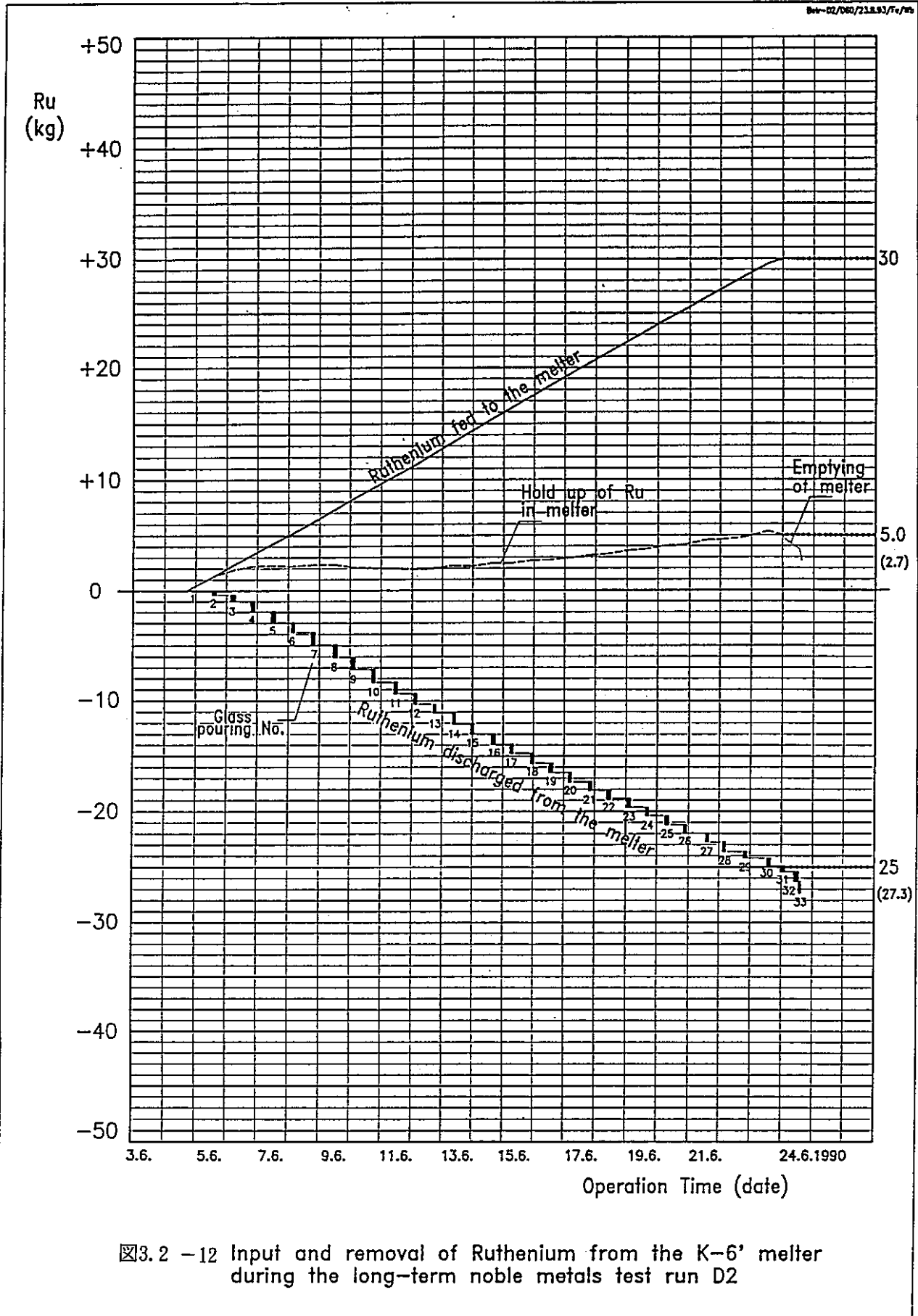


Fig. 3.2 - Quantity of Ruthenium and Palladium, respectively, removed from melter by glass pouring via the bottom drain system. Test run D2, June 1990



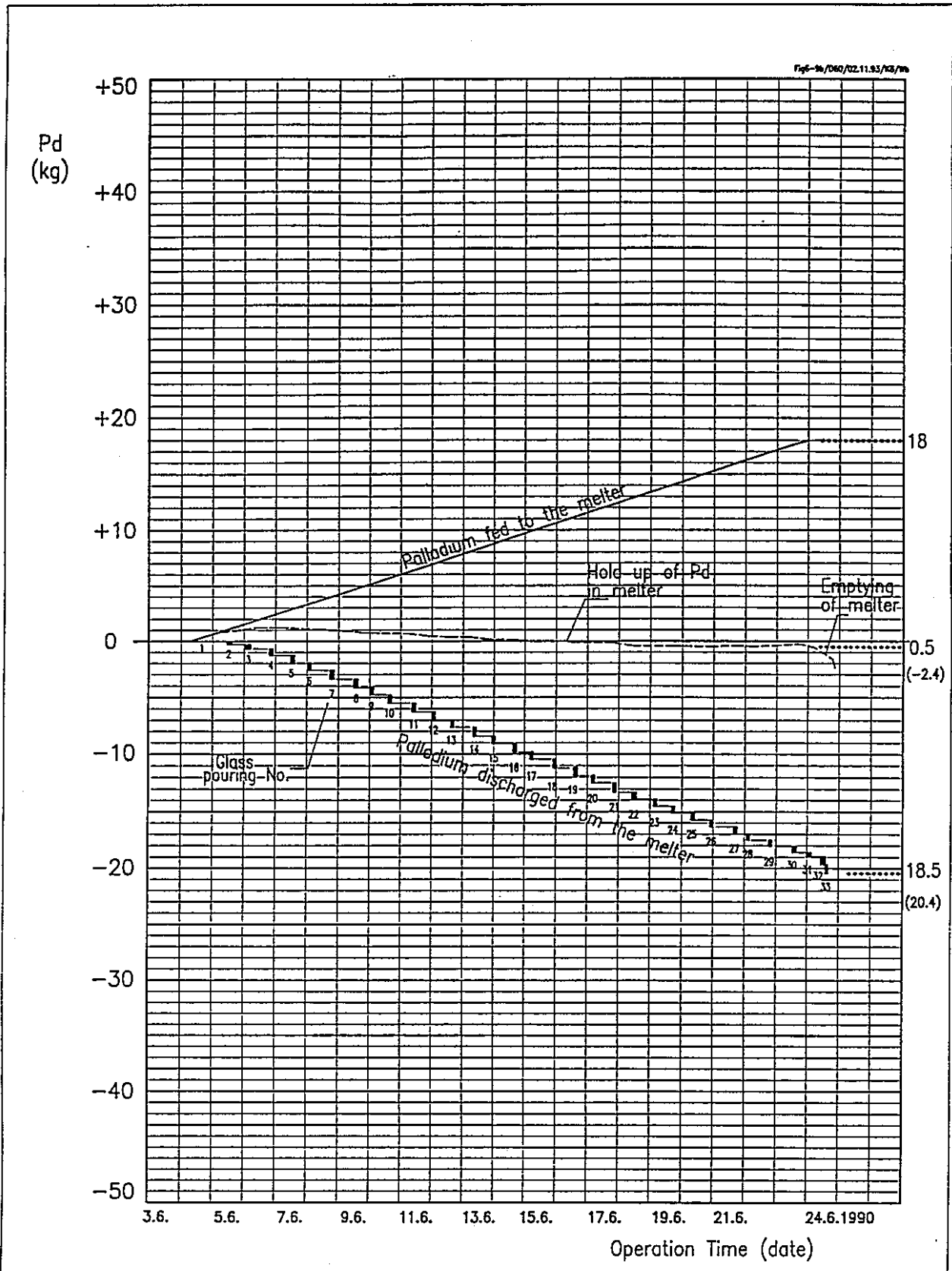
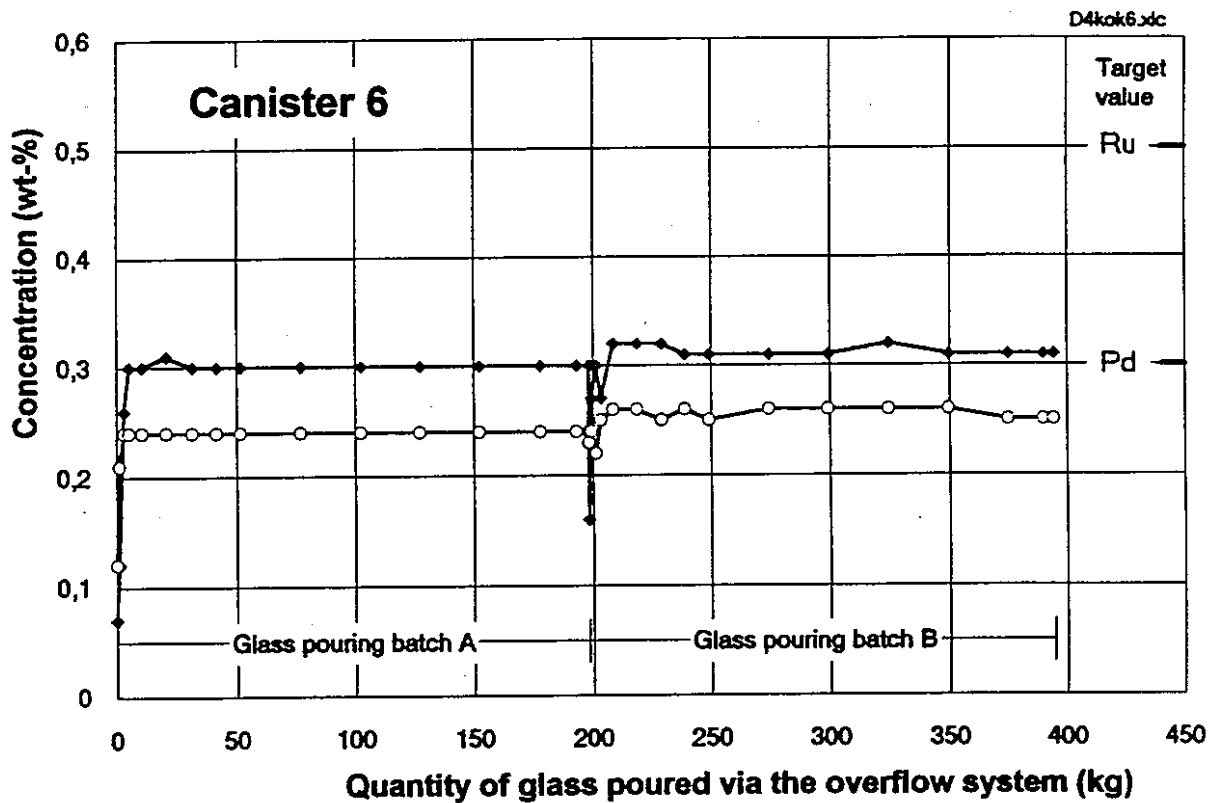
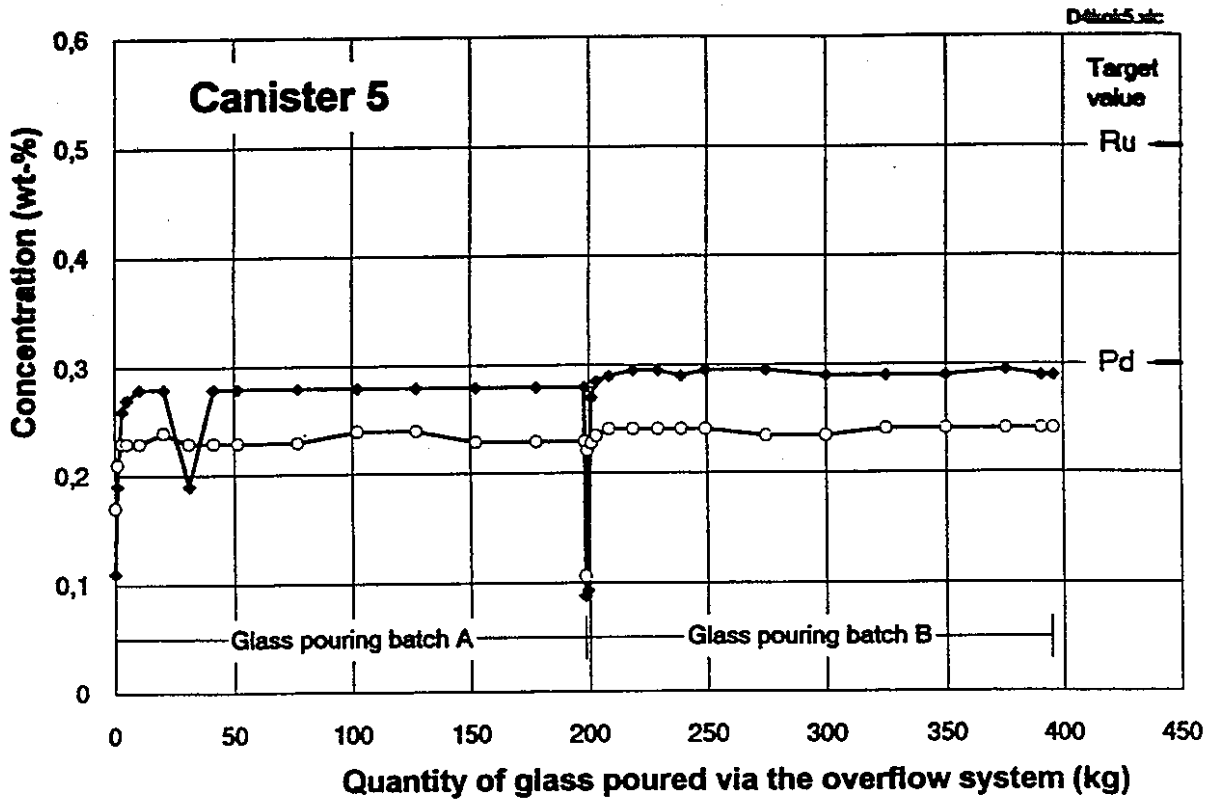


Fig. 3.2 - 13 Input and removal of Palladium from the K-6 melter during the long-term noble metals test run D2



3.2 -14 Noble metal concentrations in glass samples taken from pouring stream while filling canister 5 and 6 of the D4 test run

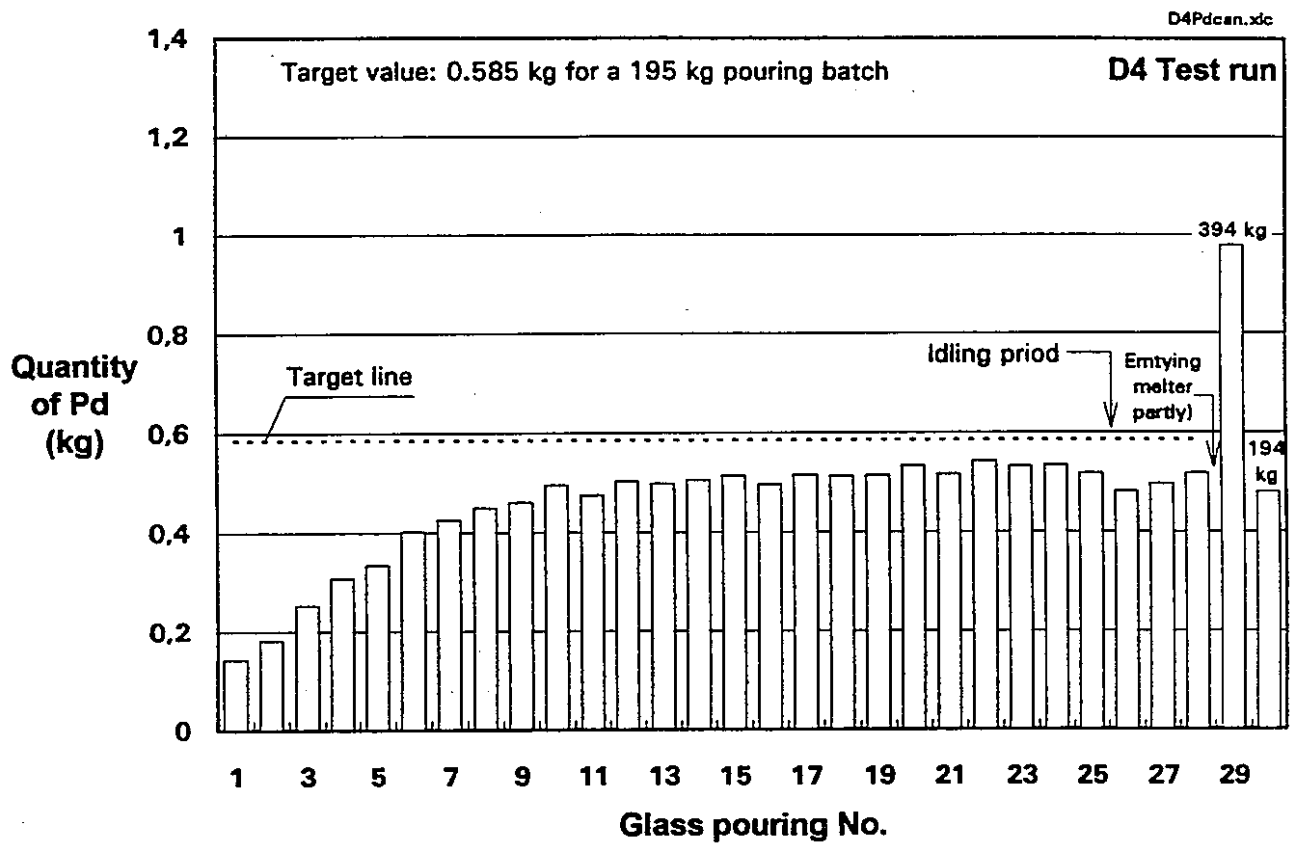
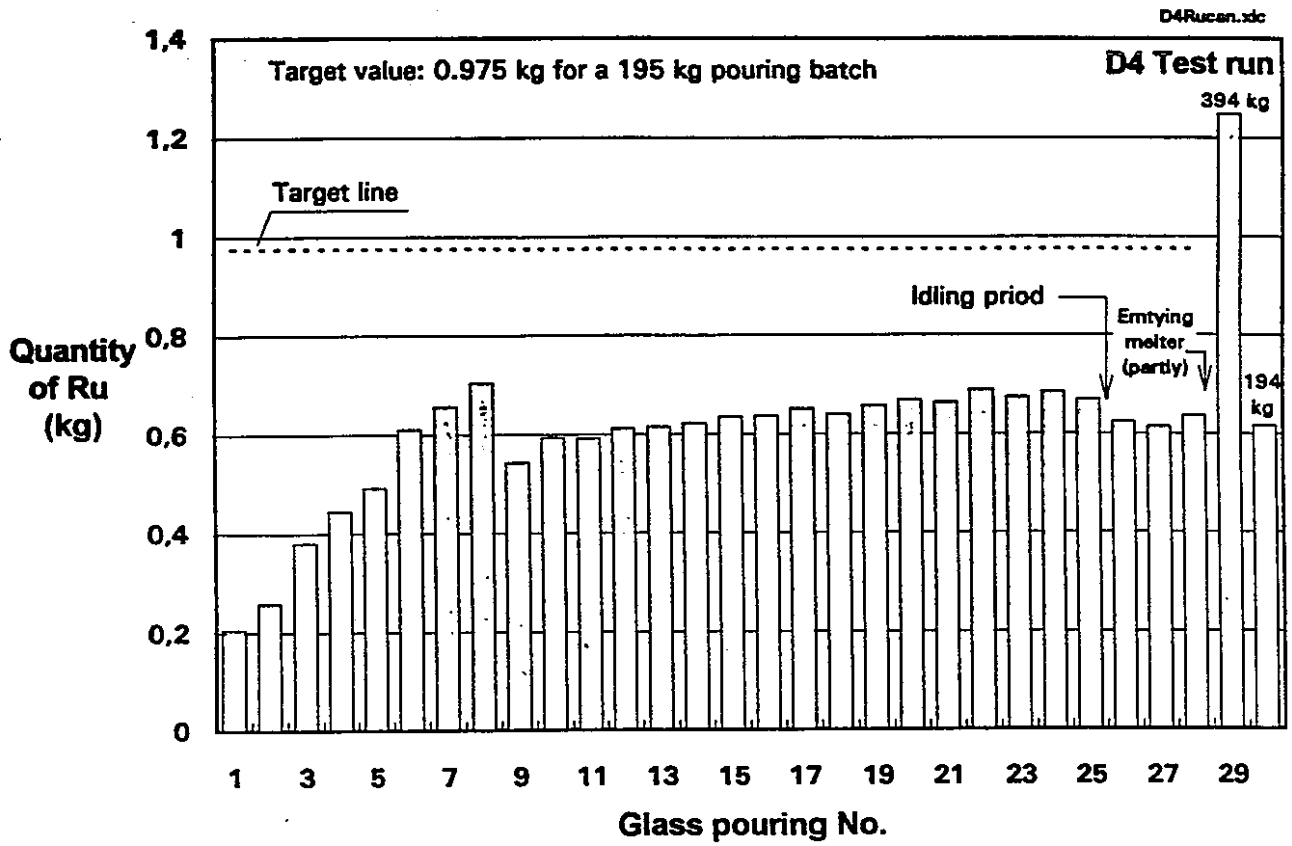


Fig. 3.2 - 15 Quantity of Ruthenium and Palladium, respectively, removed from melter by glass pouring via the overflow system. Test run D4, June 1991

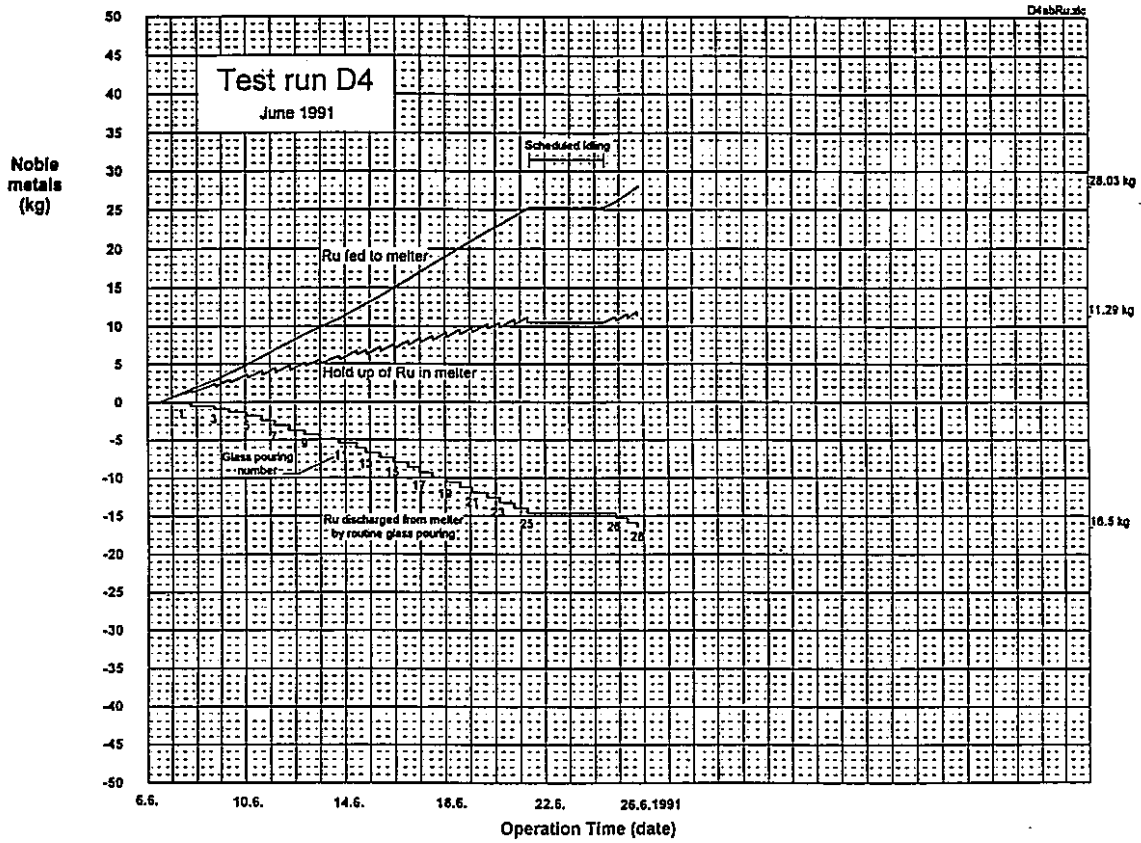


Fig. 3.2 - 16: Input and removal of Ruthenium from the K-5' melter during the long-term noble metals test run D4

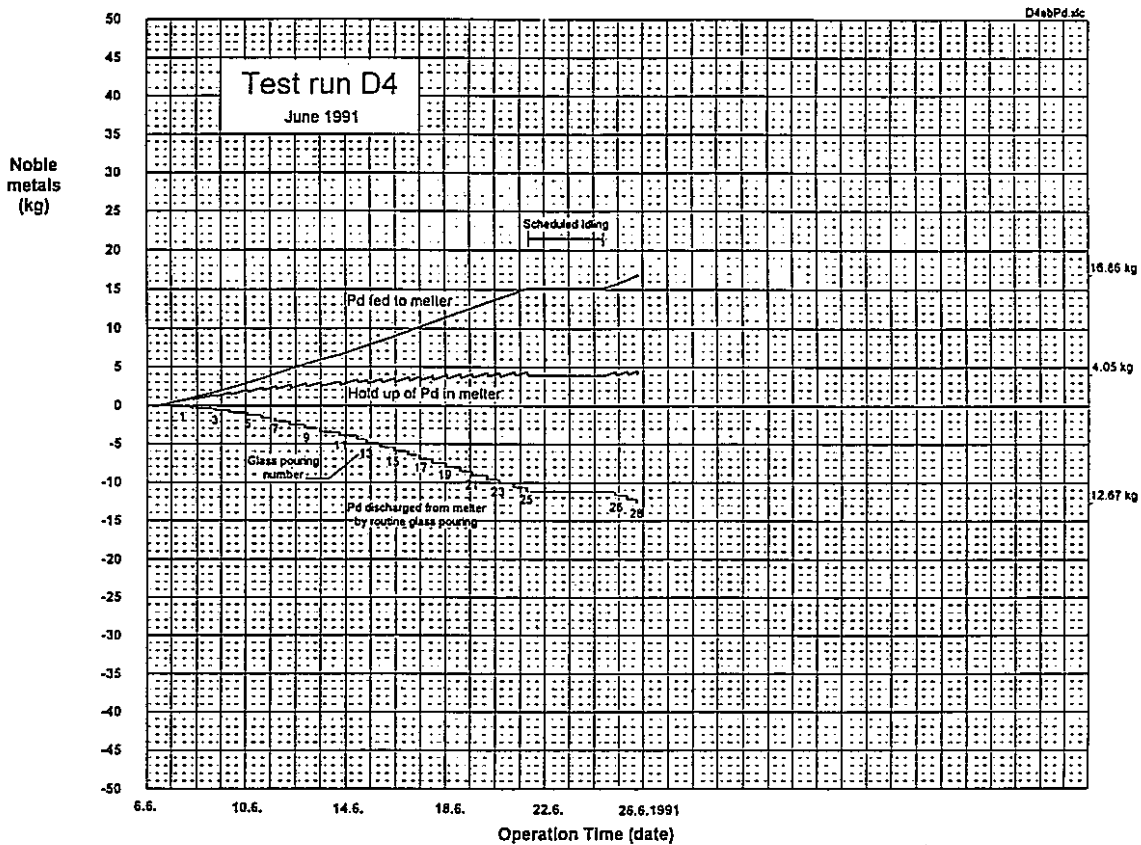


Fig. 3.2 - 17: Input and removal of Palladium from the K-5' melter during the long-term noble metals test run D4

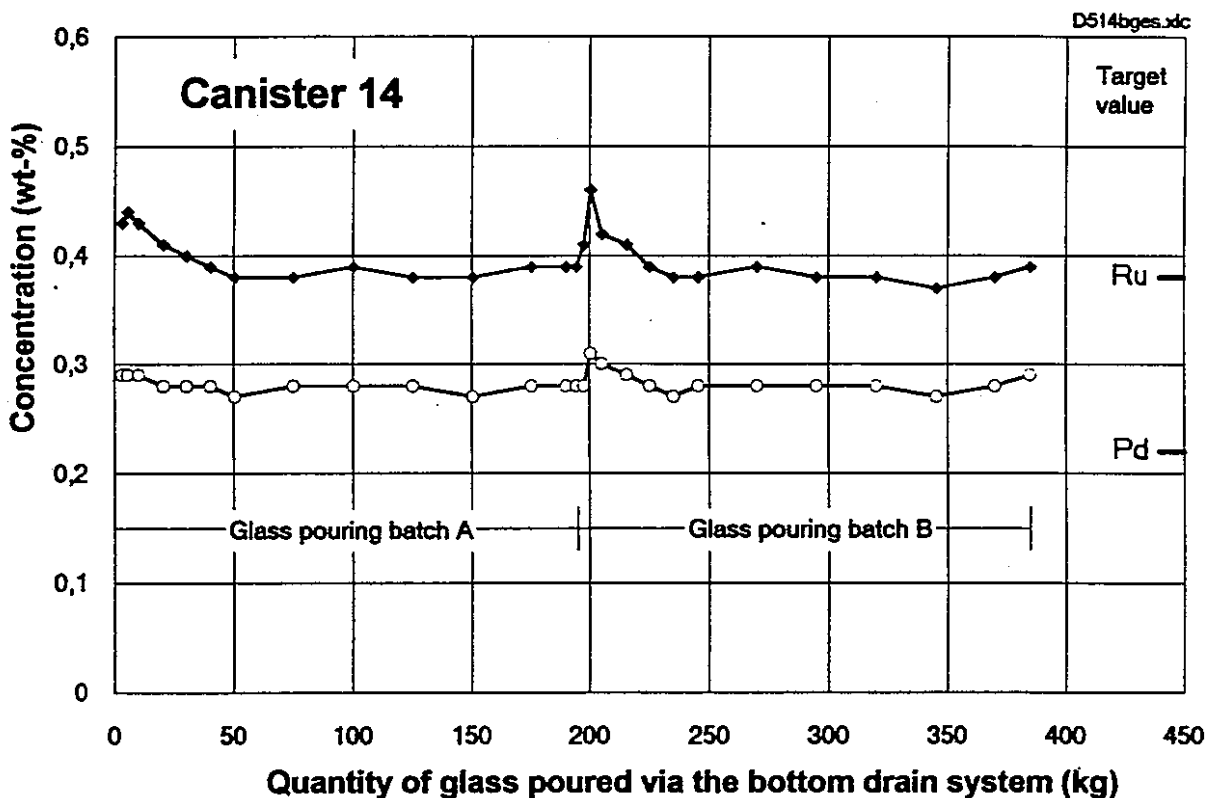
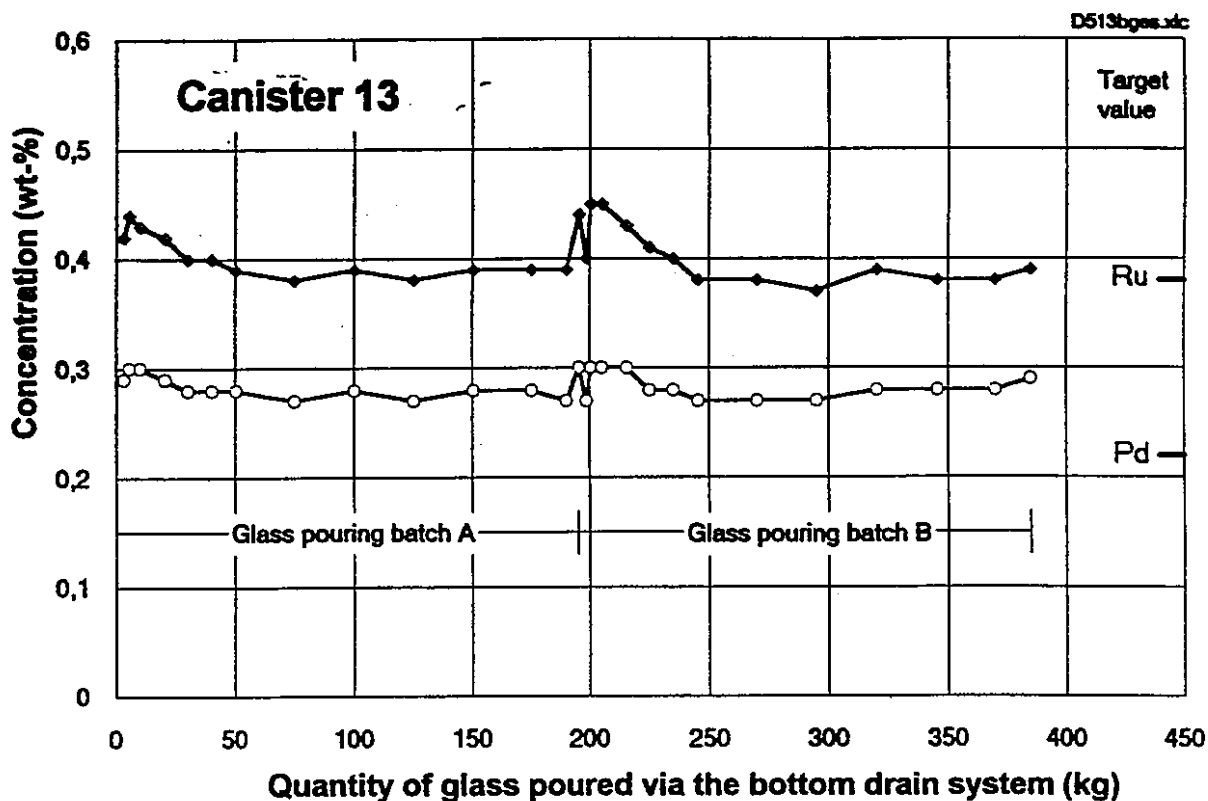
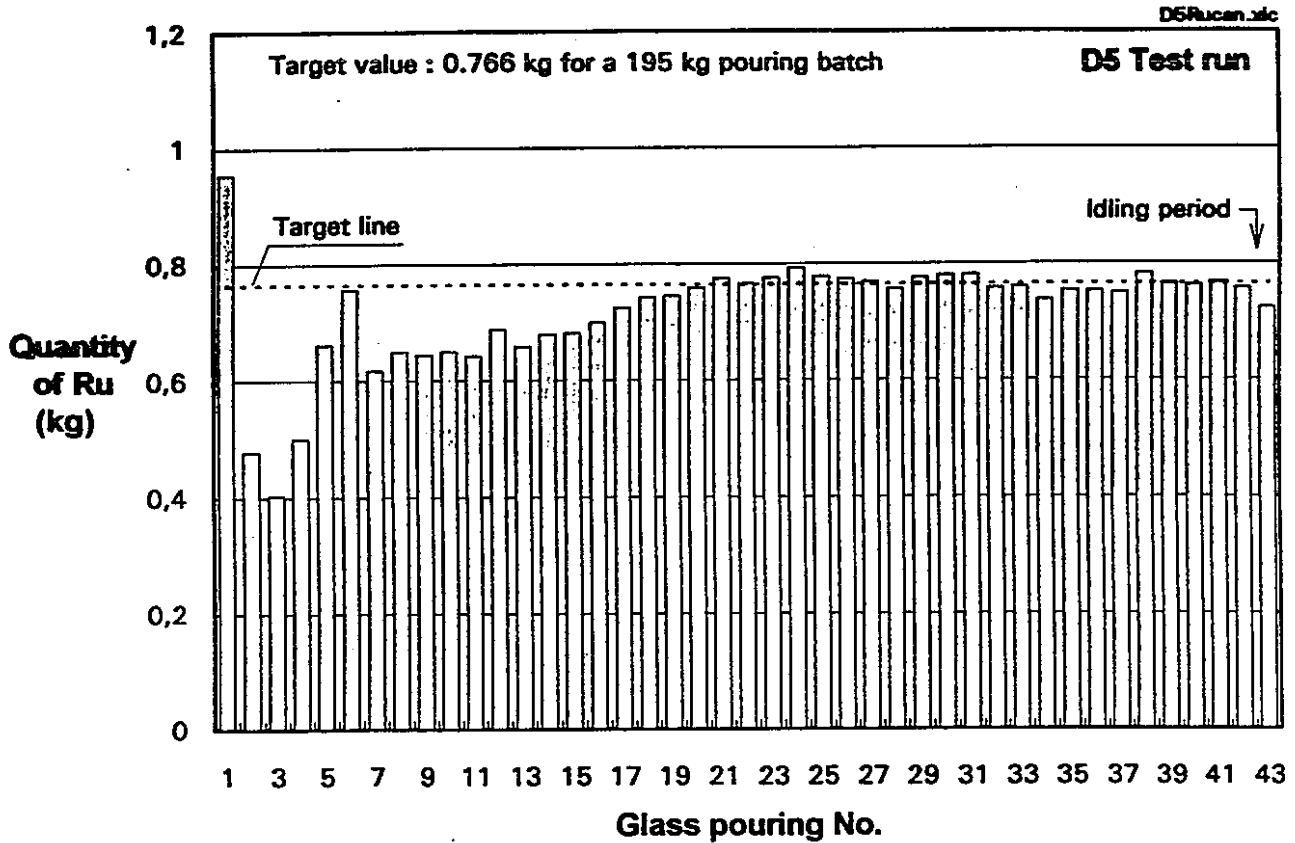
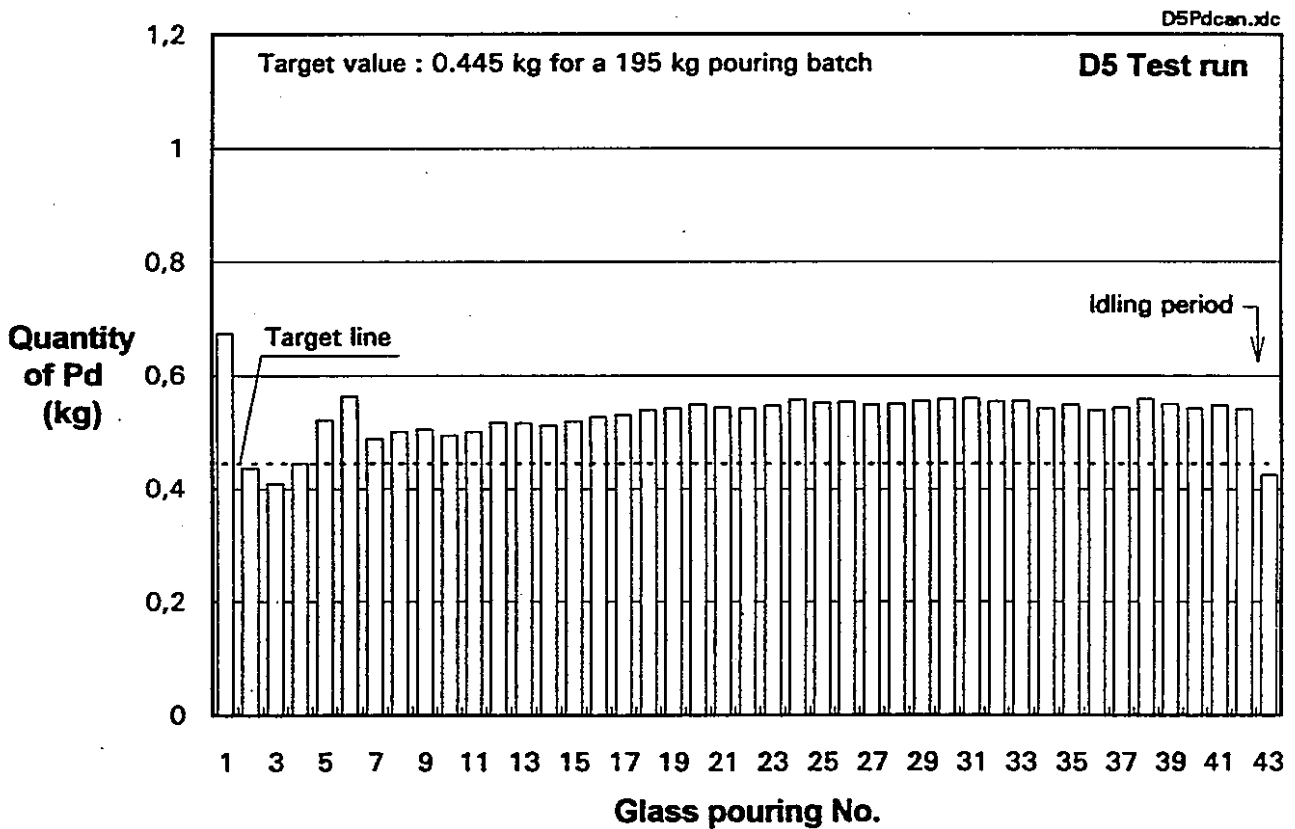


Fig. 3.2 - 18 : Noble metal concentrations in glass samples taken from pouring stream while filling canister 13 and 14 of the D5 test run



Quantity of Ruthenium removed from melter by glass pouring via the bottom drain system.
Test run D5, February/March 1992.



3.2 - 19 Quantity of Palladium removed from melter by glass pouring via the bottom drain system.
Test run D5, February/March 1992.

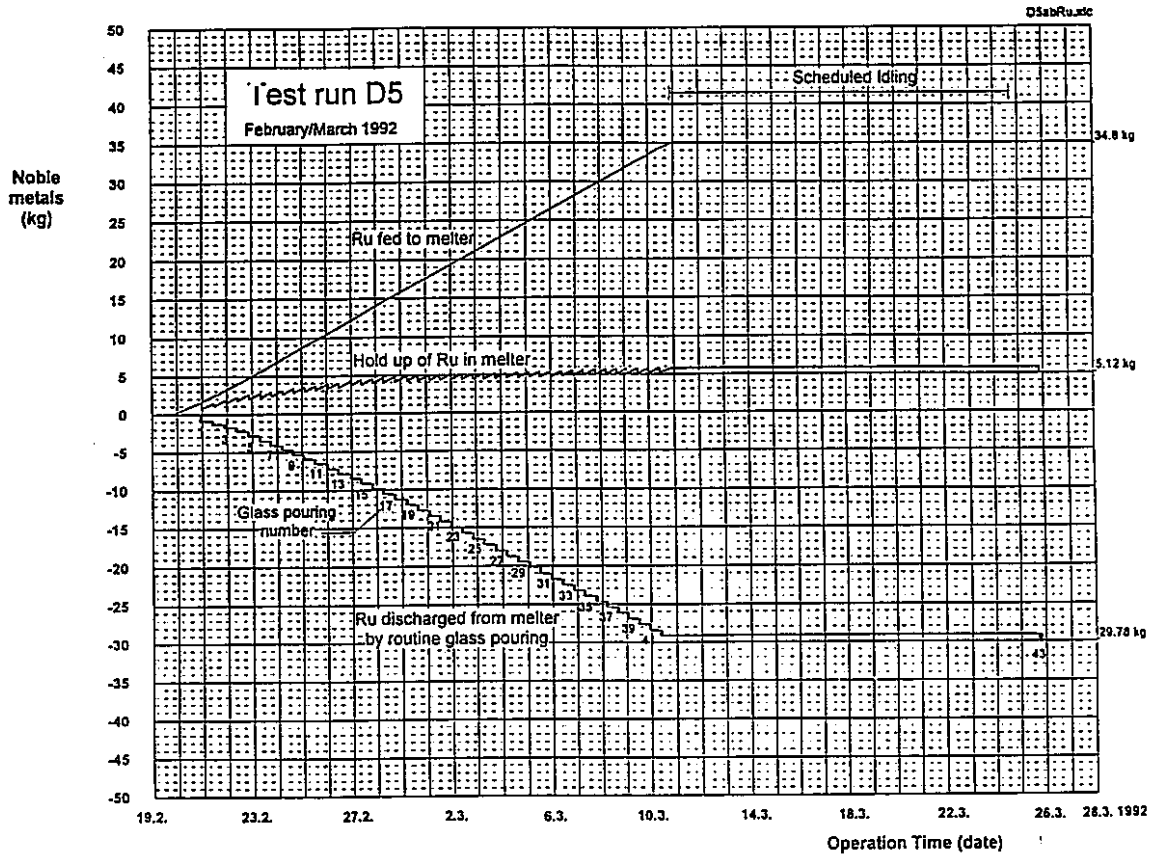


Fig. 3.2 - 20 : Input and removal of Ruthenium from the K-6th melter during the long-term noble metals test run D5

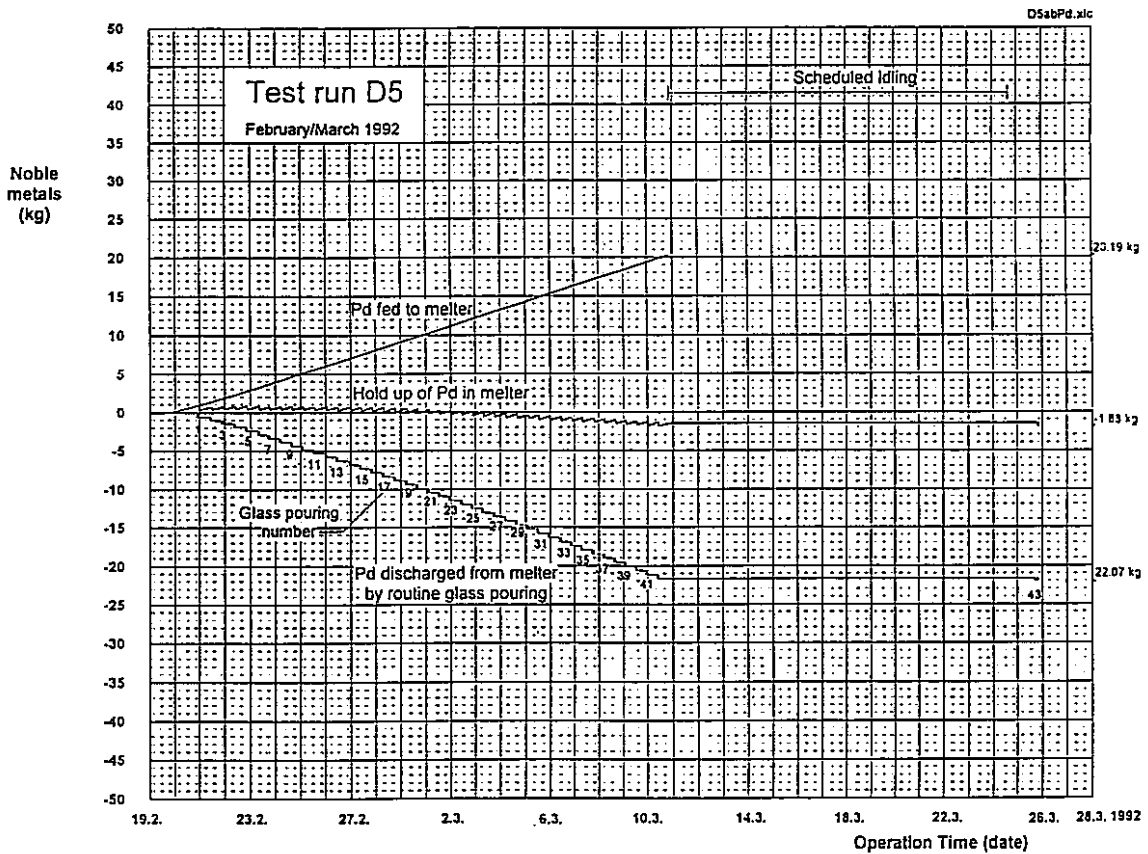


Fig. 3.2 - 21 : Input and removal of Palladium from the K-6th melter during the long-term noble metals test run D5

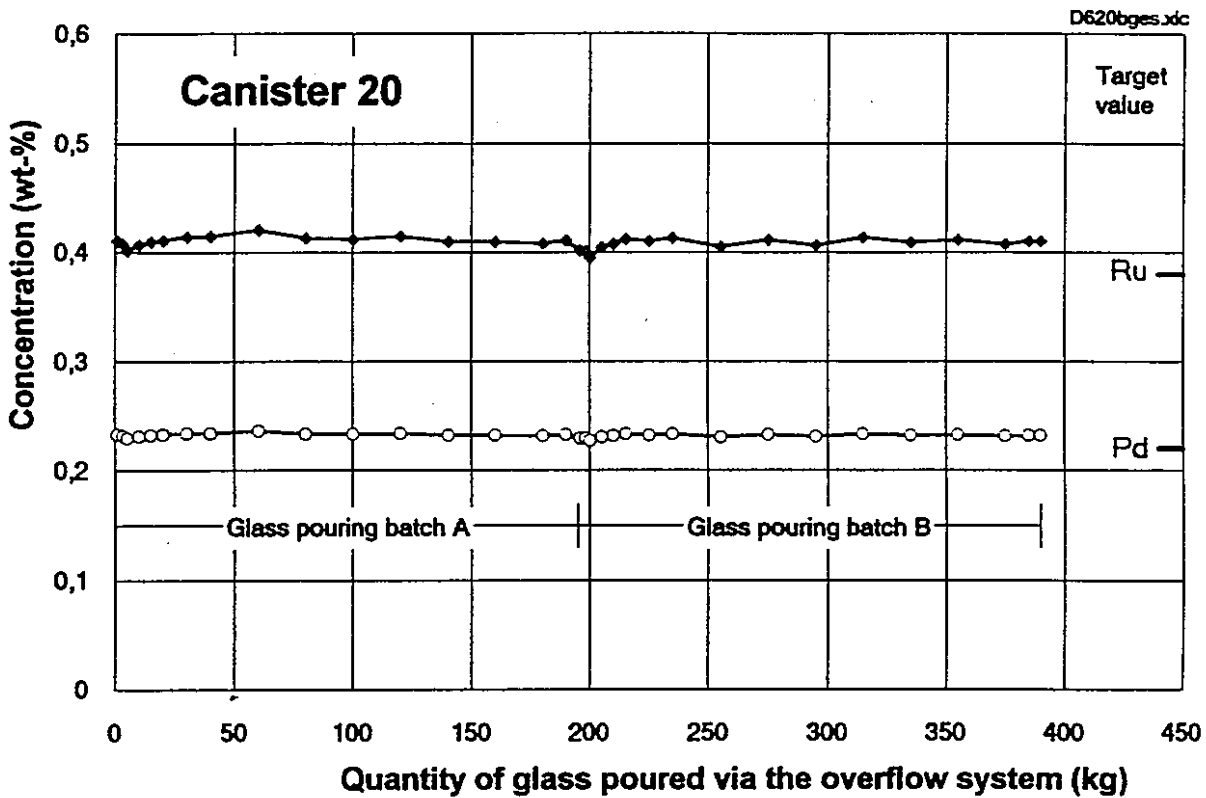
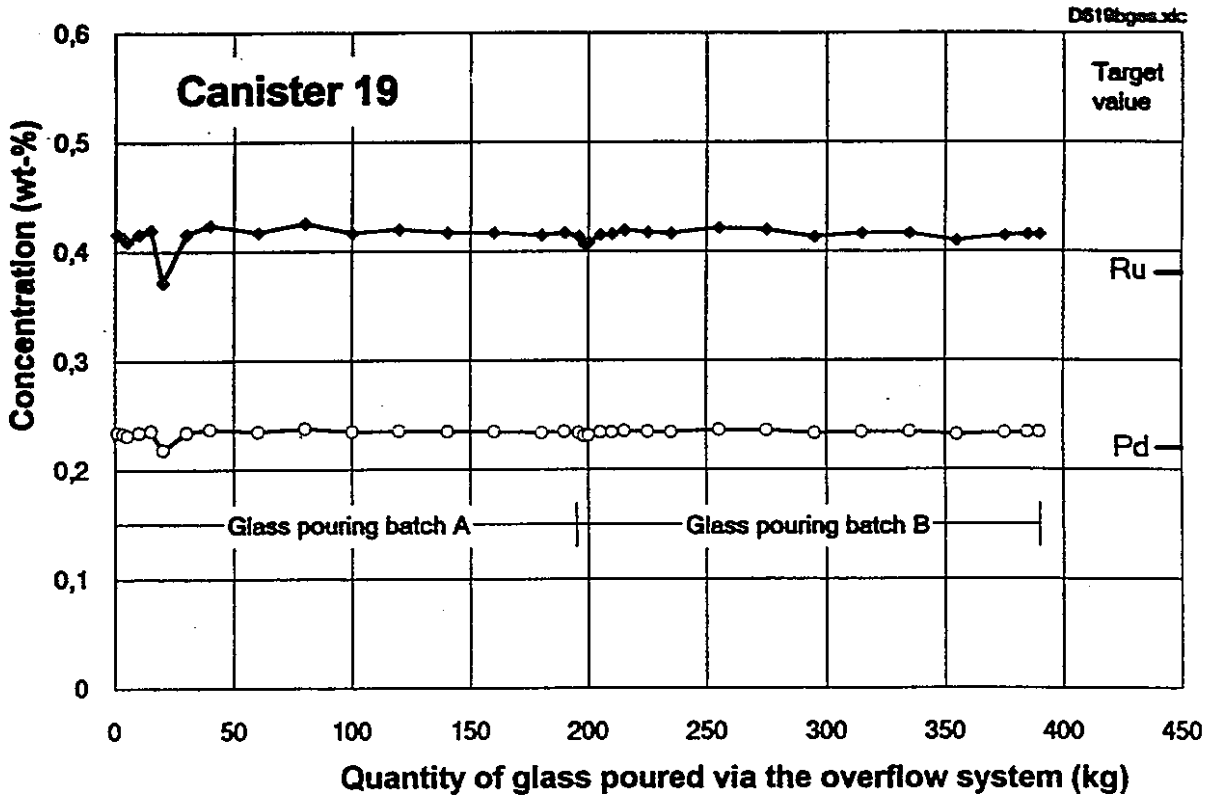


Fig. 3.2 - 22 Noble metal concentrations in glass samples taken from pouring stream while filling canister 19 and 20 of the D6 test run

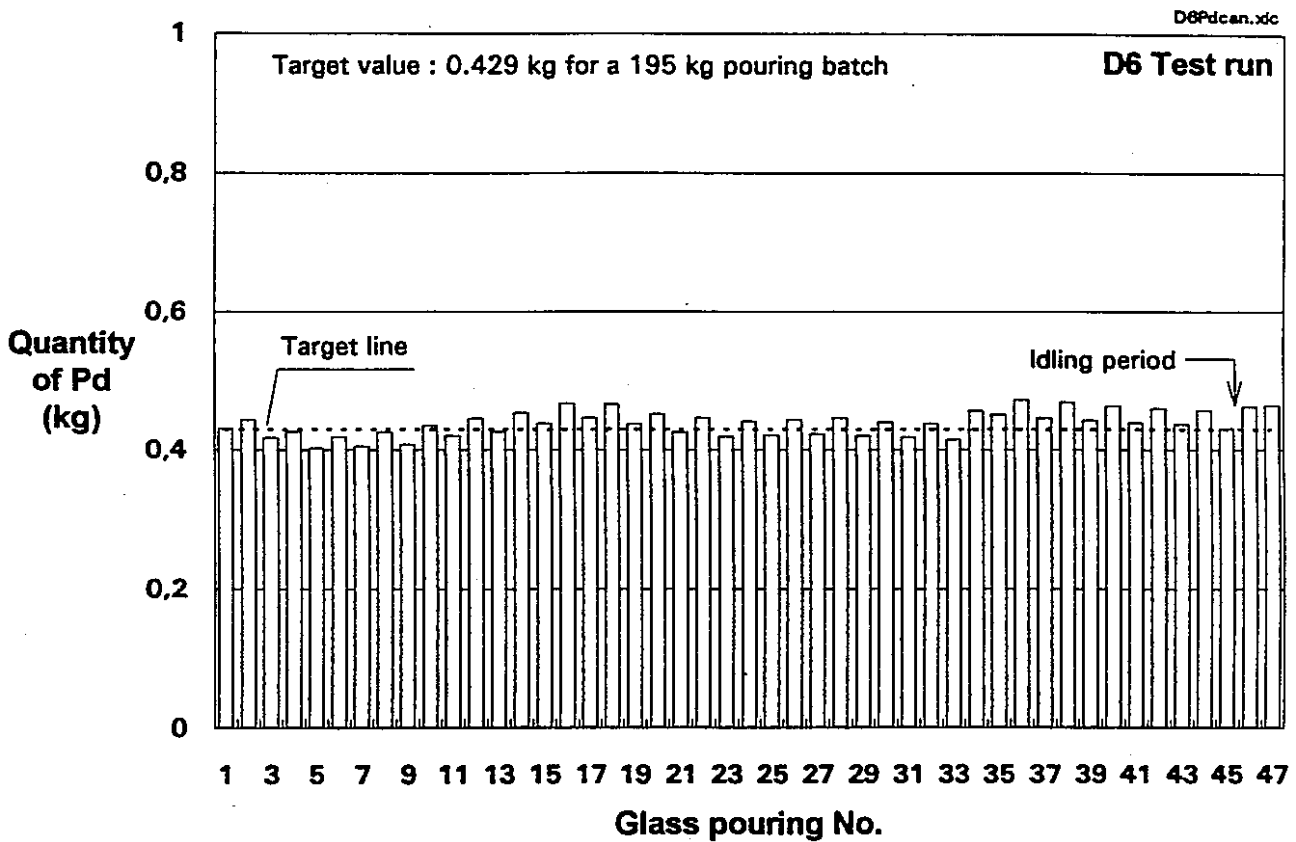
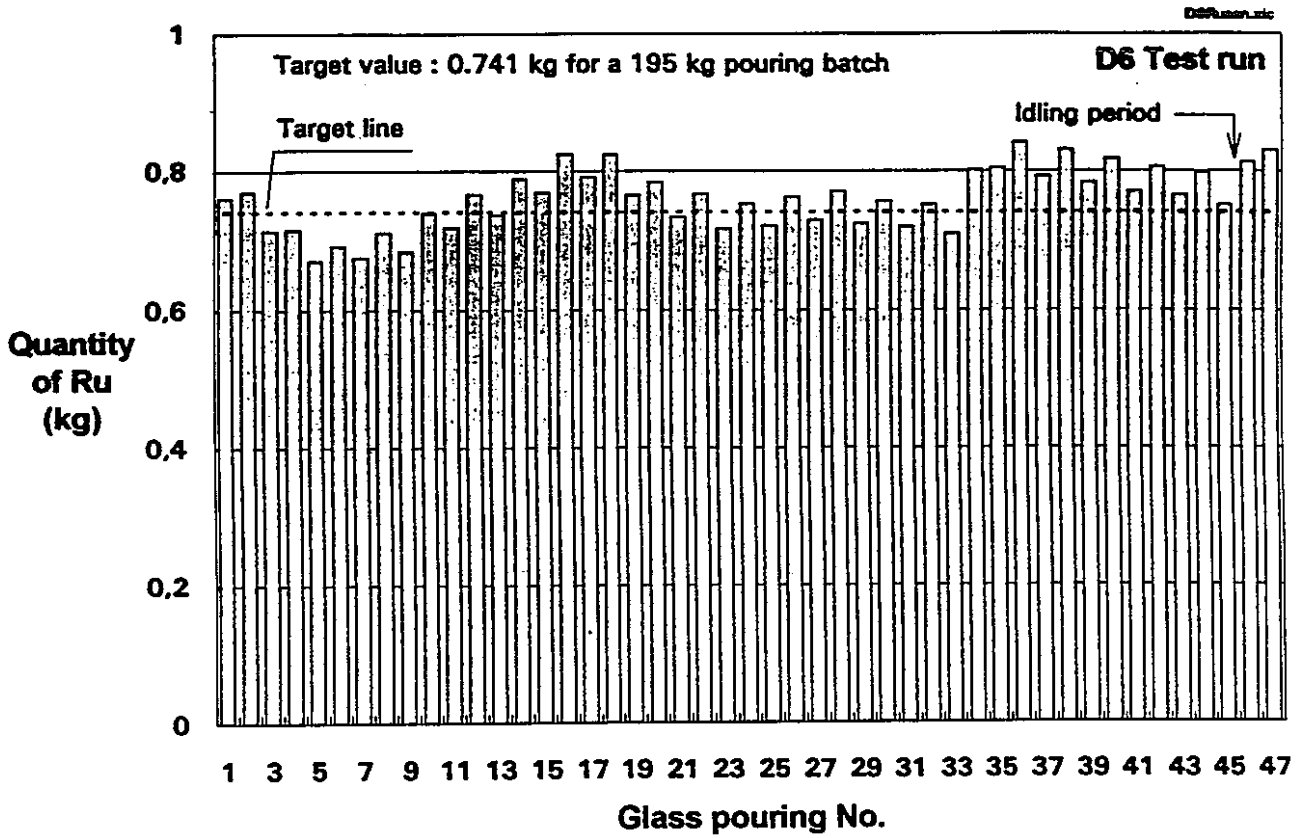


Fig. 3.2 - 23 : Quantity of Ruthenium and Palladium, respectively, removed from melter by glass pouring via the overflow system. Test run D6 May/June 1993

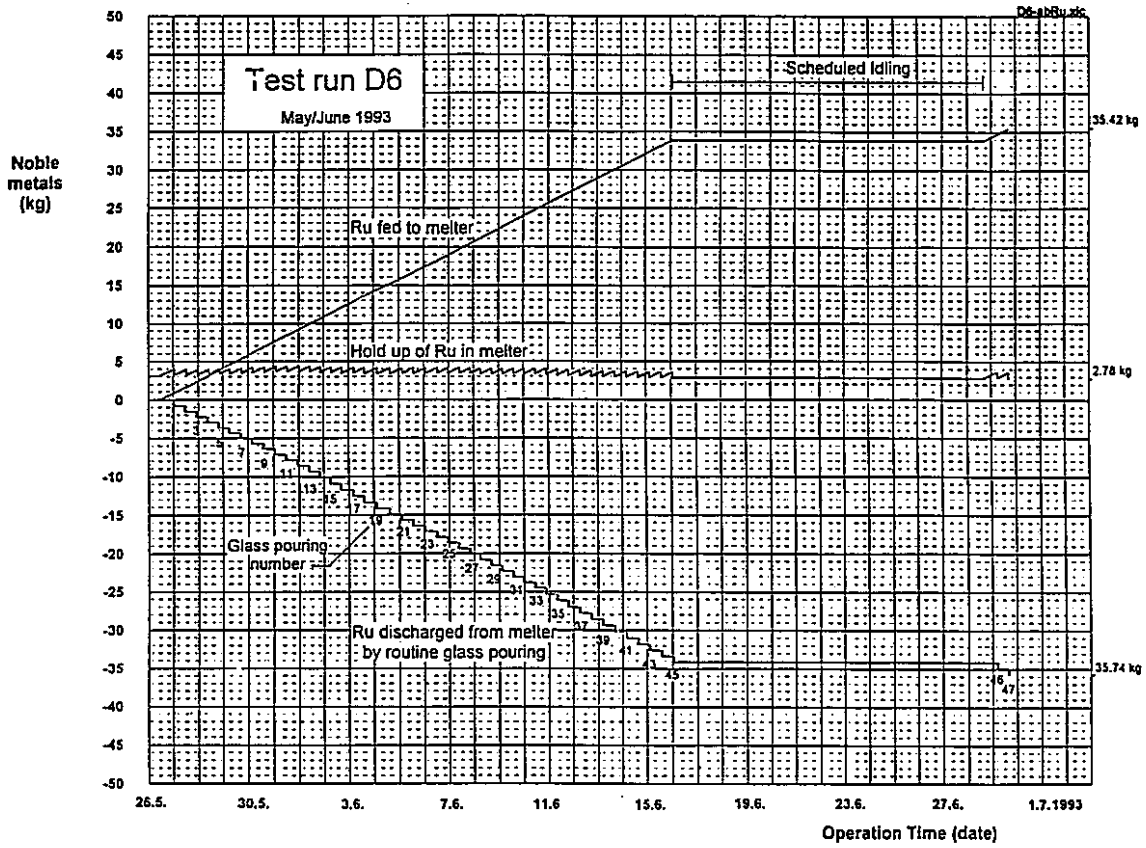


Fig. 3.2 - 24 Input and removal of Ruthenium from the K-5 melter during the long-term noble metals test run D6

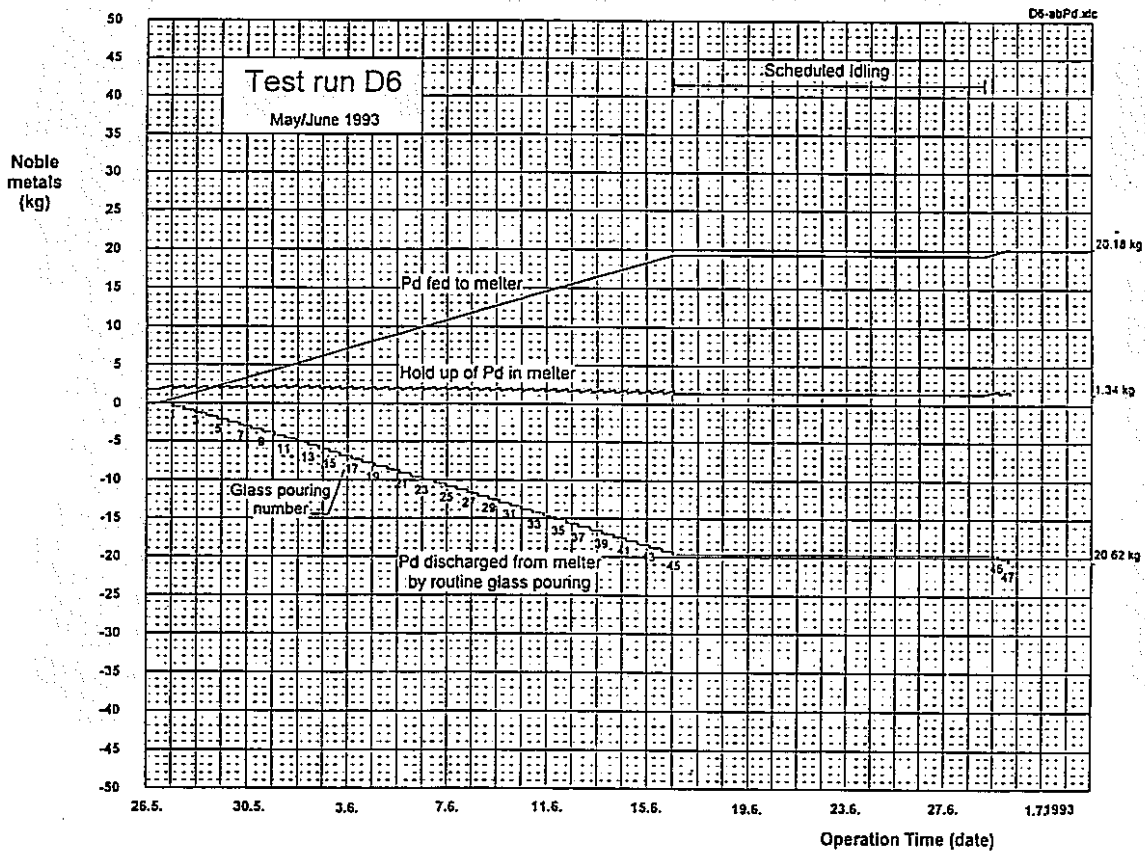


Fig. 3.2 - 25 Input and removal of Palladium from the K-6 melter during the long-term noble metals test run D6

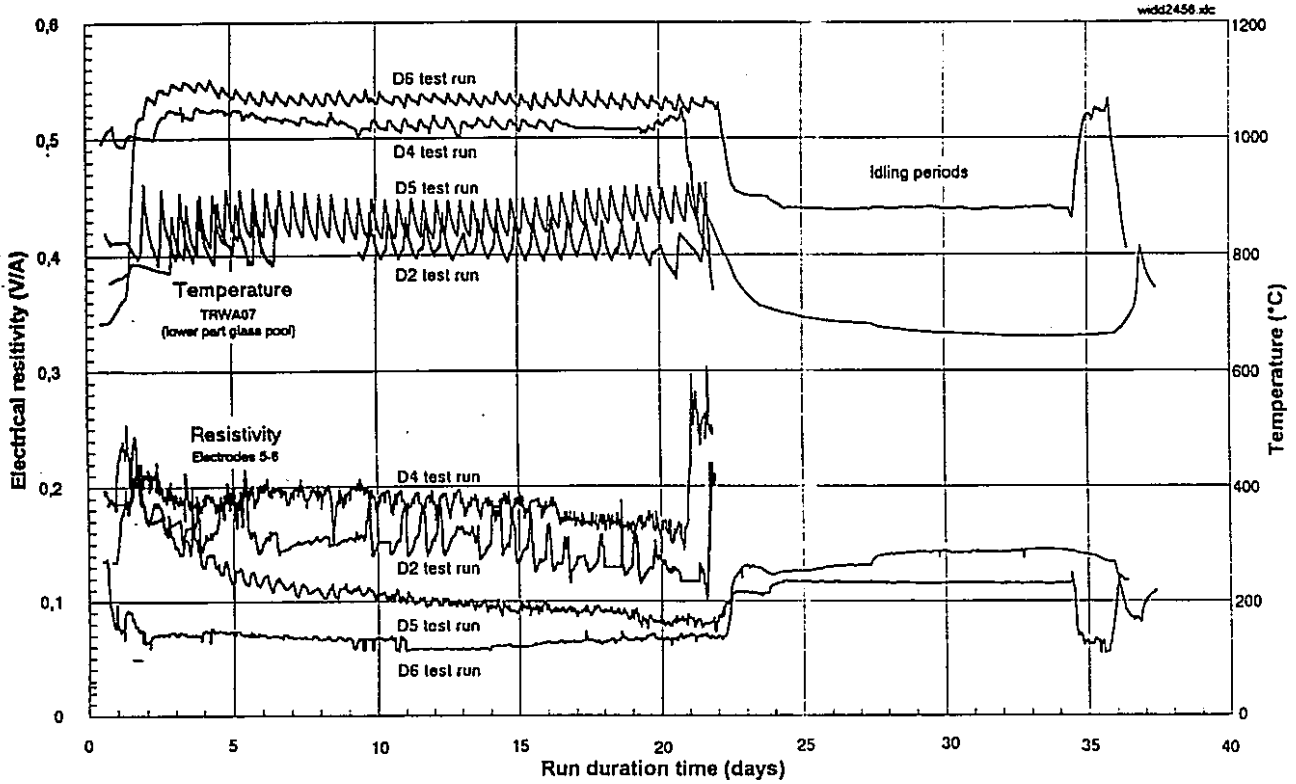
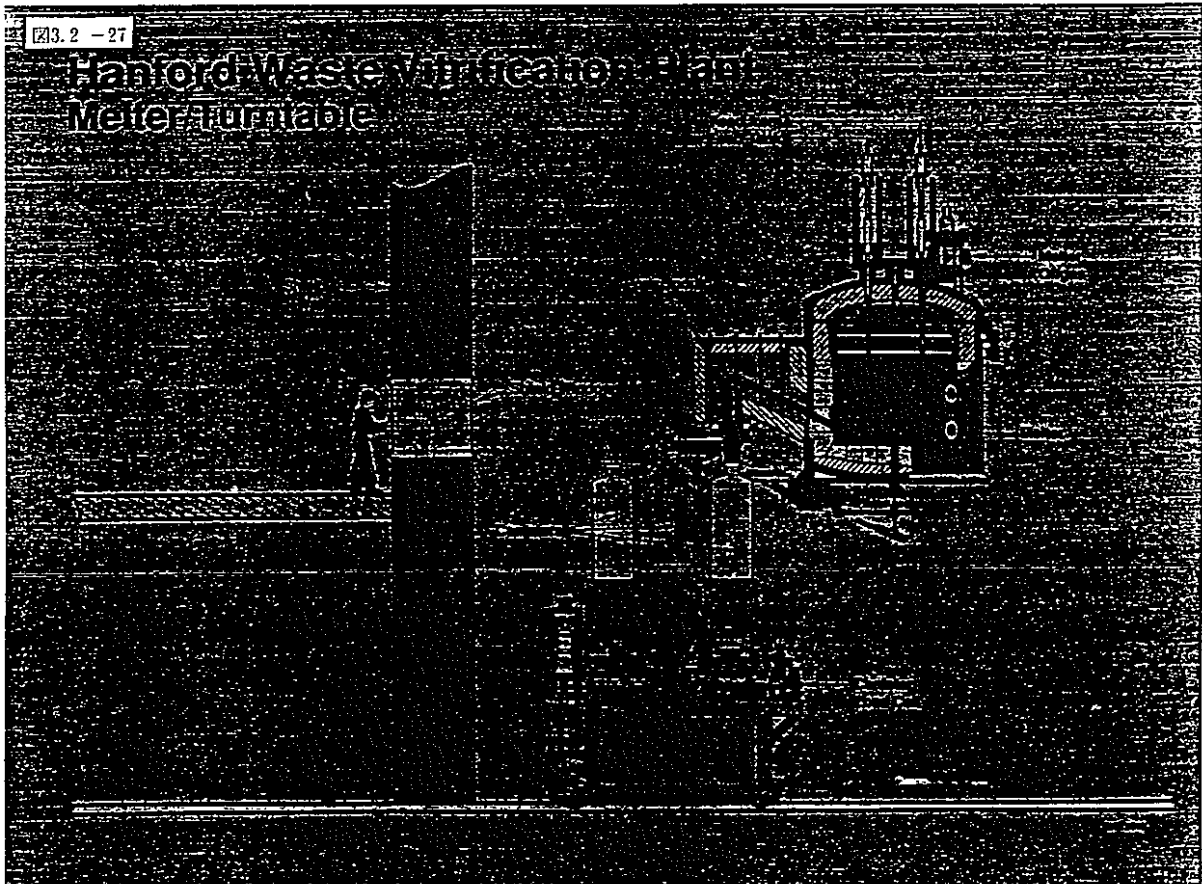


FIG. 3.2 - 26 Electrical resistivity curves of the test runs D2, D4, D5 and D6 obtained for the electrode pair 5-6. Included are key temperature curves for the lower part of the glass pool.



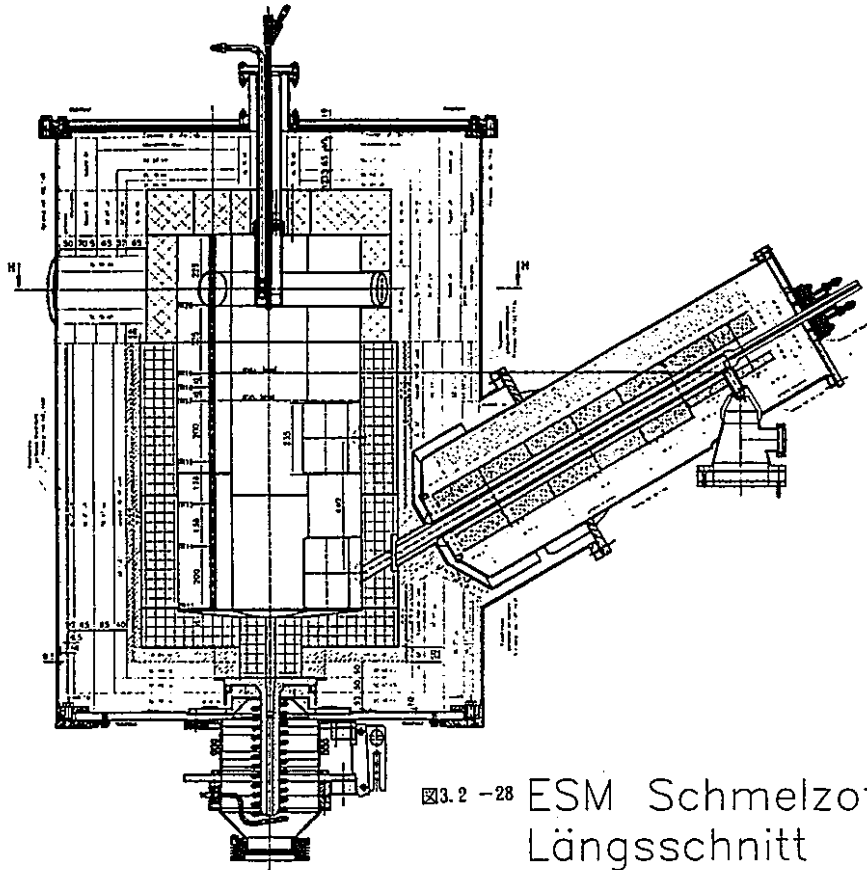


Fig. 3.2 -28 ESM Schmelzofen
Längsschnitt

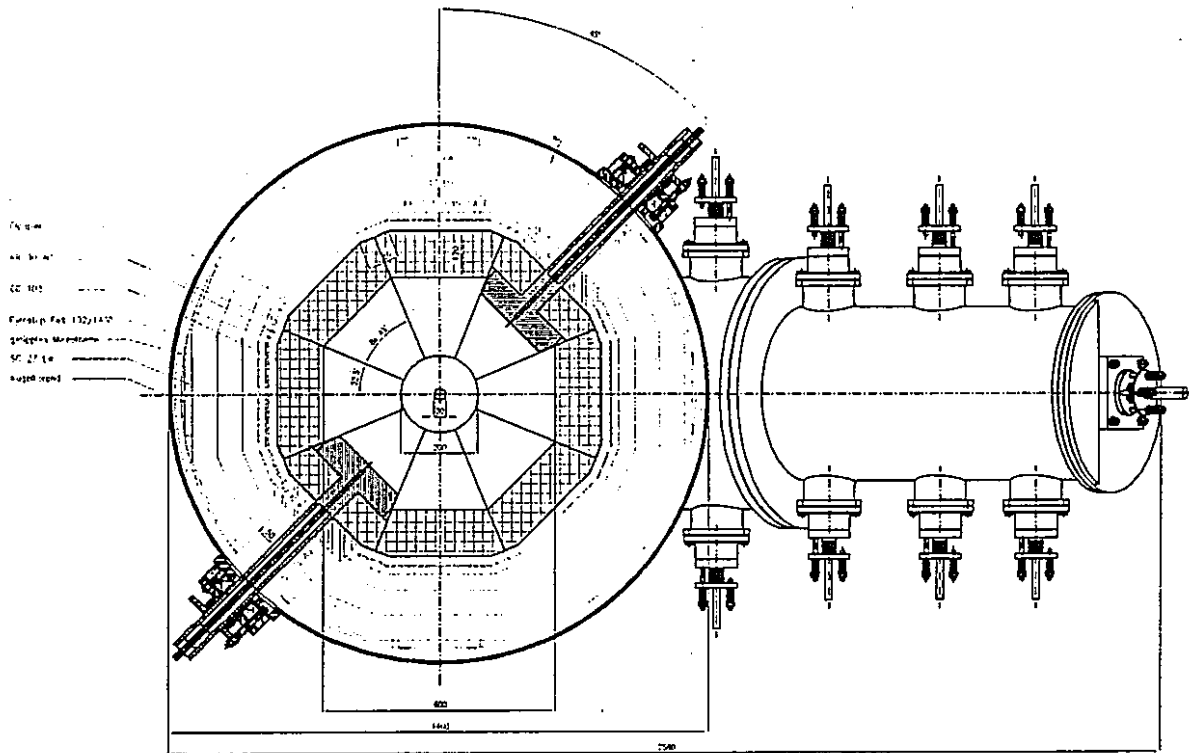
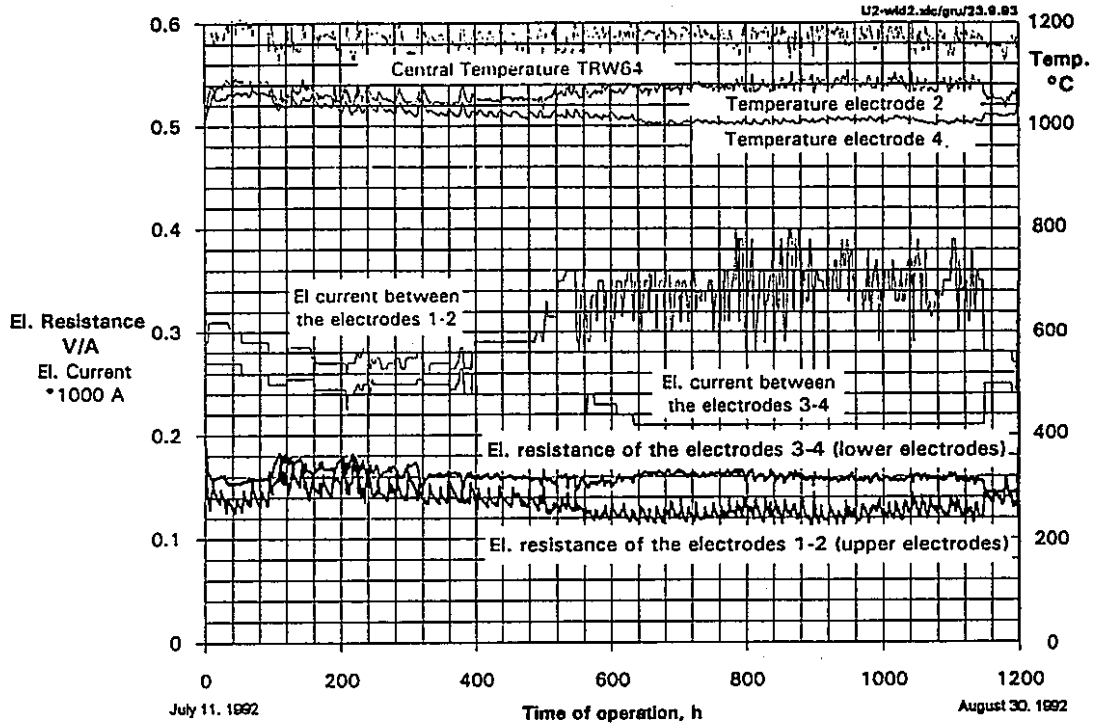


Fig. 3.2 -29 ESM Schmelzofen, Horizontalschnitt



3.2 -30 Electric data of the ESM monitored by the PISA system during the U2 test run

3.3 Melter and process technology

3.3.1 GRAVIS process control and data acquisition system

(KfK:Roth)

GRAVISとは、Graphical Visualization and Information Systemの略であり、溶融炉および供給系、オフガス系を含む周辺装置の運転制御および監視システムである。これは中国向けのメルタ（K-W3メルタ）用に、米国カリフォルニアにあるワンダーウェア社で開発された。オペレーションシステムにはWINDOWS/WINDOWS NTを利用している。ハードウェアおよびソフトウェアの構成を図3.3-1、3.3-2に示す。GRAVISの出力画面には、電力等の入力画面、各点での温度、圧力等のデータ、それらのトレンド画面、プロセスフローシート等があり、メインメニュー画面から接続できる。また、GRAVISには各種の収支計算を行う機能もある。

以上の説明の後、スライドによるGRAVISの出力画面の紹介があった。

質疑応答

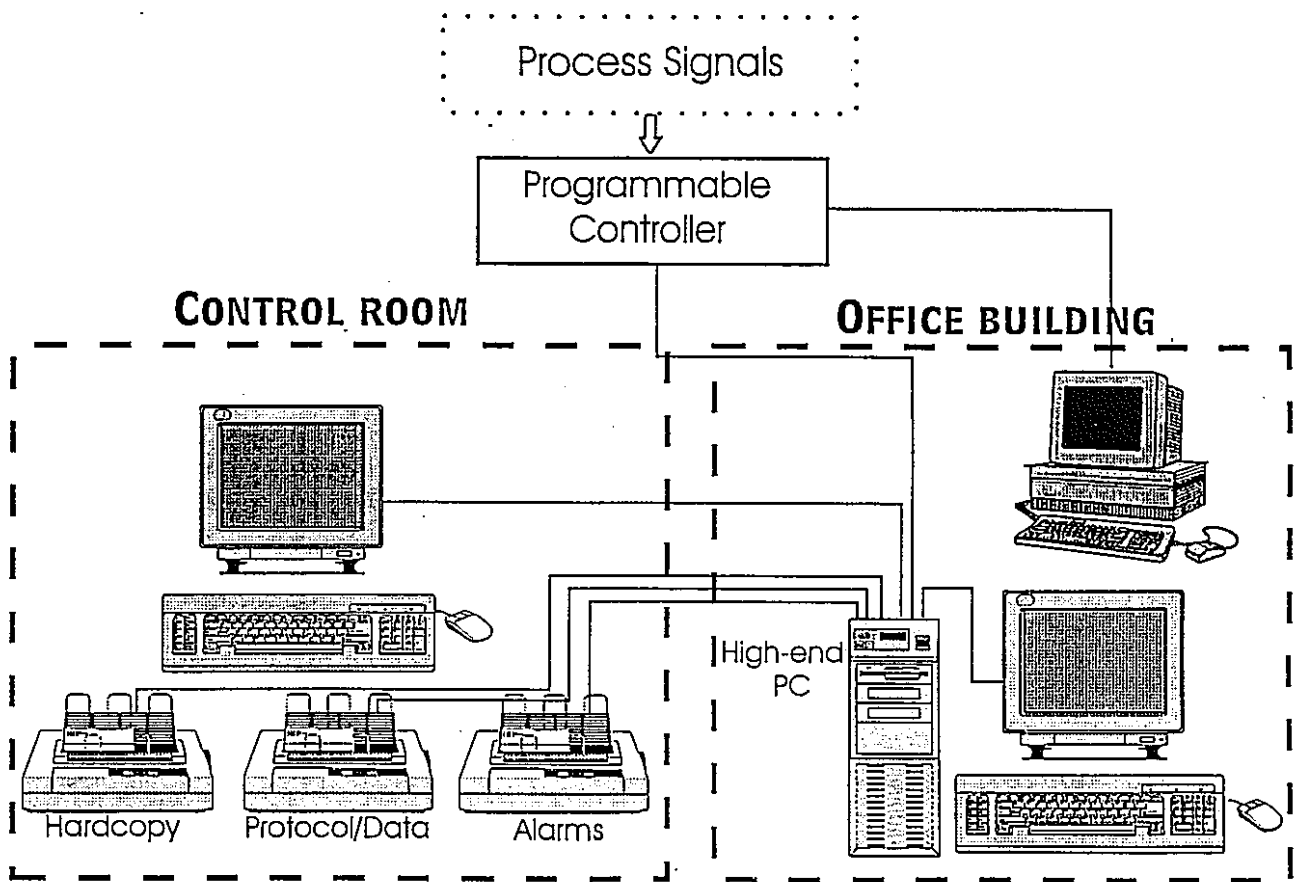
- Q1 通電電力を上げたら、ガラス温度が何℃上昇するか等をシミュレートできるか。
A1 そのようなシミュレーションはできないものの、そこでプロセスコントロールはできる。
Q2 GRAVISではどういうデータベースシステムを使っているのか。
A2 KfK 内部のデータベースである。

3.3.2 Three dimensional thermal-hydraulic analyses by physical and mathematical modelings

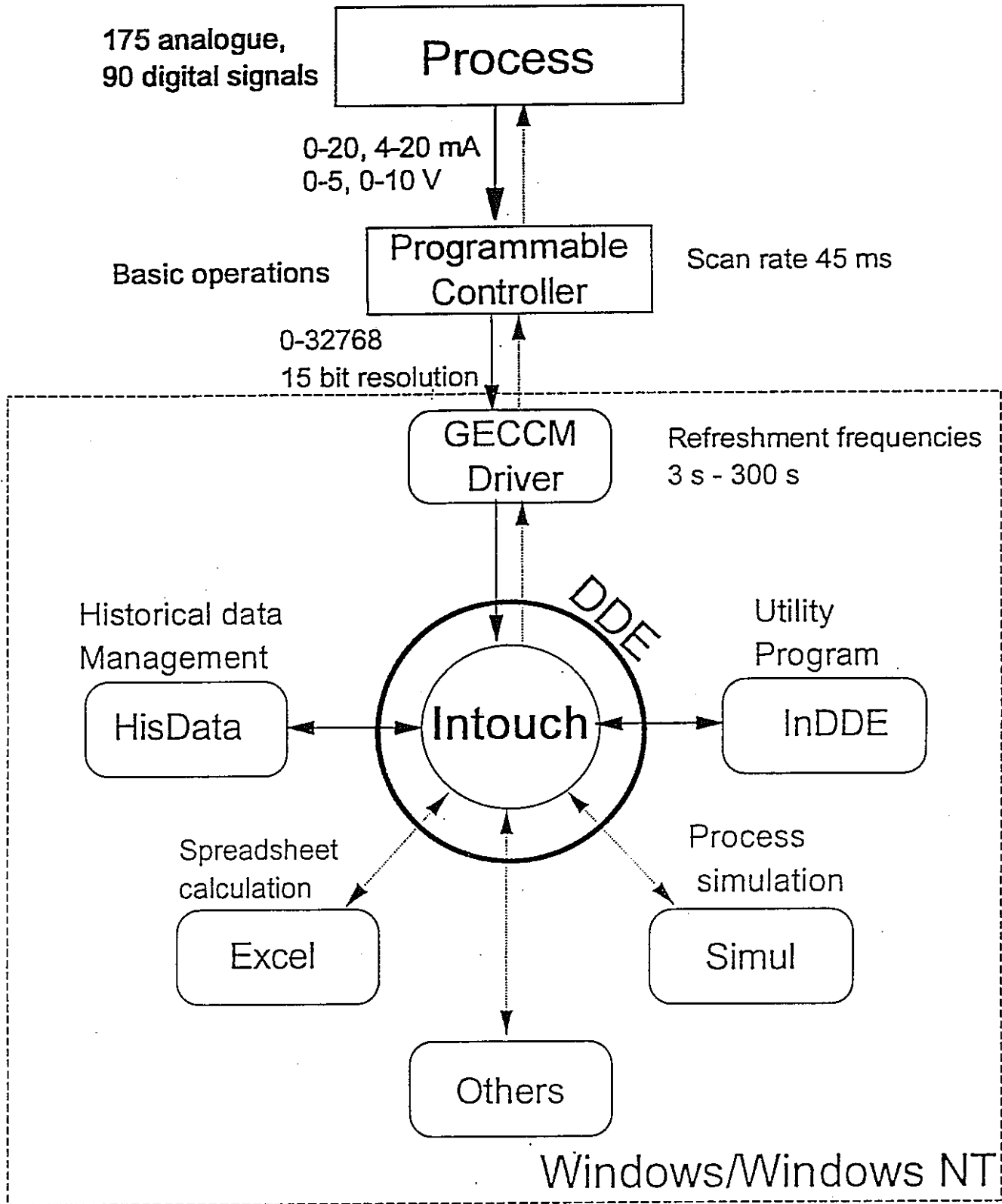
(PNC:菖蒲)

ガラス溶融炉内の温度、流動および電位等の通電状態を把握するために行った物理モデルによるシミュレーション試験結果および試験結果と物理モデルの解析結果との比較について発表した。

物理モデルによるシミュレーションでは、TVF溶融炉における通常の操業条件を模擬した試験条件で炉内温度、流れの様子を紹介するとともに、通電電力と炉内状態



3.3. - 1 Hardware configuration of GRAVIS



DDE="Dynamic Data Exchange"
(Data exchange protocol)

图 3.3. - 2 Software structure of GRAVIS

の関係について紹介した。

また、試験結果と物理モデルの解析結果との比較では、主電極を中心とした領域での温度および主要な流れの様子とその流速のオーダーはよく一致している結果が得られた。

質疑応答

Q1 溶融表面および主電極部のモデル化の方法は。

A1 溶融表面のコールドキャップ（未溶融層）は、恒温板によりモデル化し、また、主電極部についても独立した水槽によりモデル化し、それぞれ水を循環させその流量により調節している。

Q2 実機での測定結果と解析結果との比較については。

A2 計算結果のほうが実機での測定結果に比べ100～200℃低いが、温度分布の形状は一致している。

Q3 KFKにおける物理モデルおよび数学モデルの現状については。

A3 KFKでは、K-6' メルタについての研究を実施している。数学モデルの精度としては、実機と比較して1～10℃程度の差で一致しているが、電力は実機の操業条件と一致していない。これは、溶融表面での現象が複雑すぎてモデル化しきれていないためである。（これは、PNCでも同様であり、今後モデル開発においては溶融表面を含む熱移動（熱バランス）モデルの研究が重要課題であると思われる。）

Q4 KfK側よりTVF 溶融炉の電極冷却コイルの構造について質問があり、概念図にも

A4 とずいて説明した。

3.3.3 Measurements of DF data for Sr, Cs, and Ru for the melter and the off-gas line

(KfK:Weisenburger)

WAK廃液をPAMELAで固化する場合、返還二次廃棄物量を減らす観点からオフガス処理系のDFを検討している。

HAWC廃液のガラス固化に対するK-6'メルタとオフガス系でのS_r, C_sおよびR_uのDFデータについて、以下の項目に関する報告があった。

- (1)システム仕様, HAWC成分
- (2)ガラス固化プロセス条件
- (3)試験結果
- (4)結論

試験は、D 2, D 4, D 5およびD 6の4 run実施された。主な試験条件の一覧を次の表に示す。

条件 \ run No.	D 2	D 5	D 4	D 6
流下方式	流下ノズル		オーバーフロー	
溶融面カバー率 (%)	40~50	80~90	80~90	90~95
廃液供給速度 (ℓ/h)	2 5	3 5	2 5	3 5

また、これら試験のDFデータを表3.3-1に示す。

DFは、溶融炉において、炉内溶融面の状態（コールドトップ、ホットトップ）やバブリングにより変動し、コンデンサー、ジェットスクラバーでは濃縮効果によって一部影響を受けた。炉内雰囲気温度は約500℃である。また、ダストスクラバーカラムの形式が、充填型（パメラ予備）と液膜型ではS_r, C_sおよびR_uのDFに違いはなかった。メルタからNO_xスクラバ入口までのDFはPAMELAに最低求められるスタックまでの全体DF（10⁸）を満足できるものであった。今回得られたDFは1983年にLEWC廃液に対して得られたDFよりも若干低い。これは測定・評価技術が進歩したことによるもので本質的なものではない。

表 3.3-1

Compilation of DF-data obtained from the test runs D2, D4, D5 and D6 of the HAWC-technology program

Component	DF-data obtained in the several test runs																			
	Test run D2					Test run D4					Test run D5					Test run D6				
	Cs	Sr	Ru	Ce	Sc	Cs	Sr	Ru	Ce	Sc	Cs	Sr	Ru	Nd	Ce	Cs	Sr	Ru	Pd	Na
Melter	19.8	65.1	9.5	91	4.0	8.77	41.3	-	258	1.7	59	228	29	345	449	36.7	96	19.8	182.5	63.5
Dust scrubber	3.0	14.0	31.0	34	4.8	1.92	2.7	-	2.3	2.0	2.3	8.1	5.5	14.4	18.8	2.04	5.16	6.72	4.60	3.31
Condenser	1.40	1.35	2.10	1.2	1.42	4.39	7.2	-	2.2	2.4	1.6	1.5	3.2	1.6	1.5	1.61	1.65	2.01	1.58	1.54
Jet-scrubber	11.7	12.0	4.21	55	34.2	6.03	10.0	-	43	9.8	8.5	3.4	9.5	38.7	2.9	14.0	16.1	10.6	17.4	6.18
NOx-column	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Total: Feed to NOx-absorber	973	14765	2604	204204	932	446	8029	-	51135	-	1730	9419	4849	-	-	1687	9458	2835	23144	1995

3.3.4 炉内検査技術開発および炉解体技術開発について

(PNC:小林)

炉内検査技術開発および炉解体技術開発について、その現状を報告した。

(1) 炉内検査技術開発の概要

炉内検査はメルタの健全性を確認するため、電極・耐火物の表面観察（ファイバースコープ I T V）および侵食量測定（レーザ三角測量方式）を行うものであり、炉内の放射線量率は 10^6 R/h と想定される。

炉内検査試験装置は平成 5 年 7 月に完成し、現在機能評価試験中である。装置は、I T V、レーザユニットが耐放性の考慮からメルタ上部に設置され、 $\phi 300$ 供給ノズルフランジを通して炉内検出部が挿入される。また、装置のコントロールは、パソコンを使用して行い、セル外に観察モニターとともに設置される。その他、炉内観察映像ワイヤフレーム図、高度分布、断面図等のデータ例を V T R も用いて報告した。

質疑応答

Q1 距離測定時の比較はどうするのか？

A1 炉内のプレナム部をイニシャル面として測定する

Q2 炉内の温度が高いのでは？

A2 ホットでは、崩壊熱により、Low レベルまでガラスが残留した場合 400°C 程度になると推定される。したがって炉内挿入部分に空冷機構を設けている。

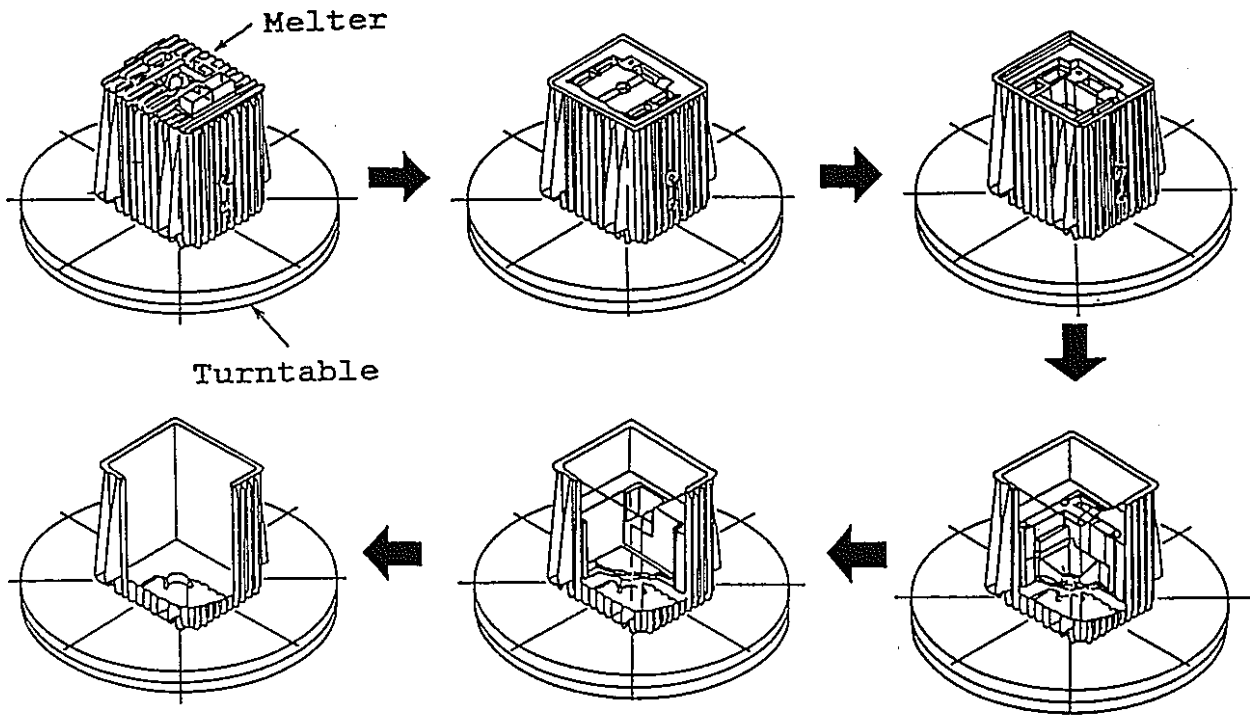
Q3 表面測定の分解能は？

A3 5 mm 以上である。

(2) 炉解体技術開発の概要

熔融炉解体手順の確認と解体装置の性能評価を目的に M/U 2 号炉を用いた遠隔解体試験について紹介した。M/U 2 号炉は、総重量約 16 トン、耐火物約 7 トンで構成されている。

T V F メルタの解体は図 3.3 - 3 に示した手順で行う計画であり、M/U 2 号炉についても同様な手順で試験を行う。解体に使用する主な装置は、350 A 出力の



☒ 3.3.-3 PROCEDURE OF DISMANTLING FOR MELTER(TVF)

プラズマ切断装置、ブレーカ、グリッパー、パワーマニプレータ（最大容量100kg）、ターンテーブル（直径4m）等である。

試験は本年12月から4ヵ月間の予定で実規模開発試験室で実施する。

質疑応答

Q1 ケーシングの最終処理は？

A1 プラズマで切断して廃棄物缶に収納する

Q2 耐火物の碎片はどうする？

A2 解体片ホッパーを炉内に設置し、回収する

Q3 パメラ施設における溶融炉の解体については。

A3 解体作業自体は全て終了し、セル内のクリーンアップも完了している。（K-5、4メルタ）解体の方法は、ディスクソーによる切断作業で実施した。また、廃棄物は放射能レベル毎の分別は行わず耐火物と金属に分類し全てドラム缶詰めとした。廃棄物の発生量等については、情報を把握していない。

3.3.5 Melt level detection system recently tested in the K-6' and K-W3 melter and New overflow heating technique applied in the ESM melter (KfK:Tobie)

K-6'メルタと中国向けに製作したK-W3に設置した新しいガラスレベル検出システムの概要およびHWVP（Hanford Waste Vitrification Plant）メルタ開発のために製作したESMメルタ（Engineering Scale Melter）のオーバーフロー抜き出しの加熱技術の概要について発表された。

(1) ガラスレベル検出システムについて

KfKにて開発した新しいガラスレベル検出システムは、メルタの天井より直接溶融槽に挿入したインコネル製のプローブ（熱電対を兼ねた電位測定プローブ）とプローブの固定および深さを調節する保持治具で構成されている。プローブには先端にチャンバーと呼ばれるカバーを取りつけ未溶融原料層およびチャンバ内外の圧力差の影響を受けないような構造になっていた。ガラスレベルは予めプローブの位

置を設定・調節し、温度指示値を監視することによって測定する。発表では、実際にK-6'メルタにガラスレベル検出装置を取り付け、プローブの電位変化を示しシステムの有効性について述べていた。基本的原理はPNCが用いているものと同様のものようである。なお、ガラスレベル検出システムは、パテントの関係上口頭発表のみの紹介であり、後日詳細な資料を送付するとのことである。

(2) ESMメルタについて

ESMメルタはHWVPメルタをターゲットとしてINEにて設計・建設したメルタであり、形状は図3.3-4に示すように平底の八角形で、上下2段の電極と流下のためのオーバーフローシステムを有している。このメルタは、オーバーフローシステムの作動を確認することが目的であるために、寸法はHWVPメルタの1/10（溶融槽内は直径600mm、高さ900mm、容量550kg）であり、溶融能力は廃液の量として10~20ℓ/h（設計目標は20ℓ/h）である。オーバーフローシステムは、インコネル690製のチャンネル（パイプ）、抵抗加熱型のヒーターおよびセラミックレンガで構成されている（図3.3-5参照）。

1992年4月9日~5月4日にかけて行われたオーバーフローシステムの立ち上げ試験の結果、チャンネルの温度をガラス流下に必要な温度にまで加熱できることが確認された。

質疑応答

Q1 インコネル690製のチャンネルの熱膨張に対する対策については。

A1 チャンネルはメルタ側（入口）を固定しているがドレイン（出口）側をフリーにしてチャンネルの熱膨張による伸びを逃がす構造になっている。

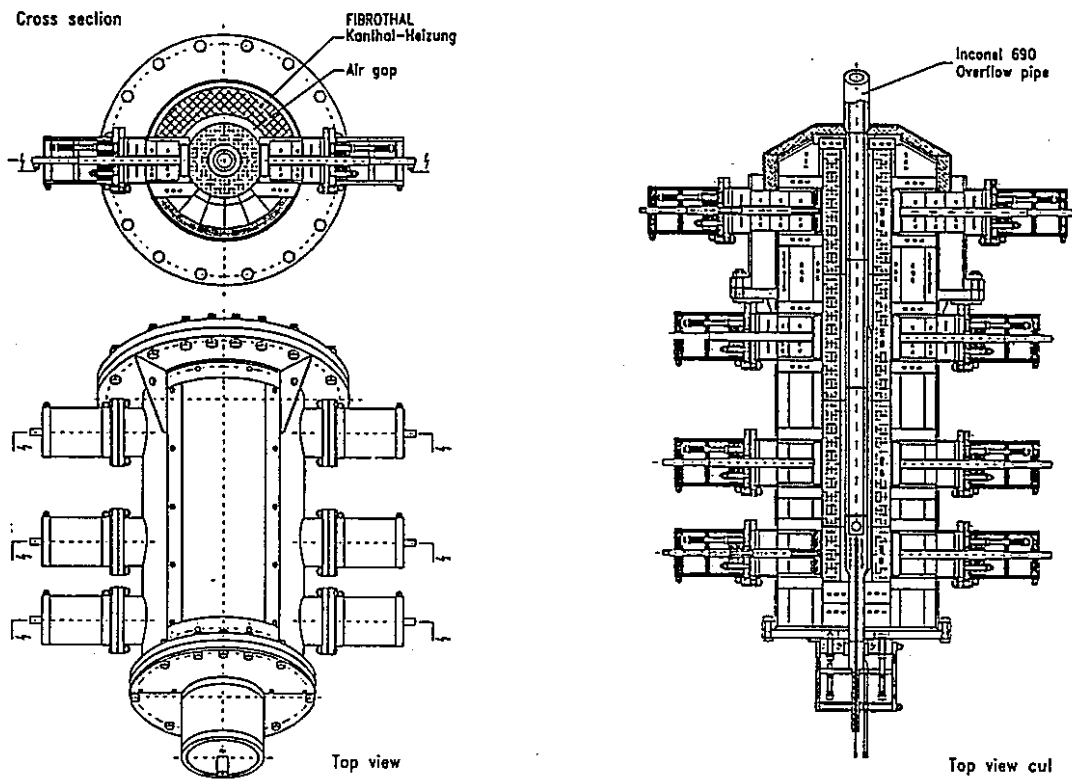
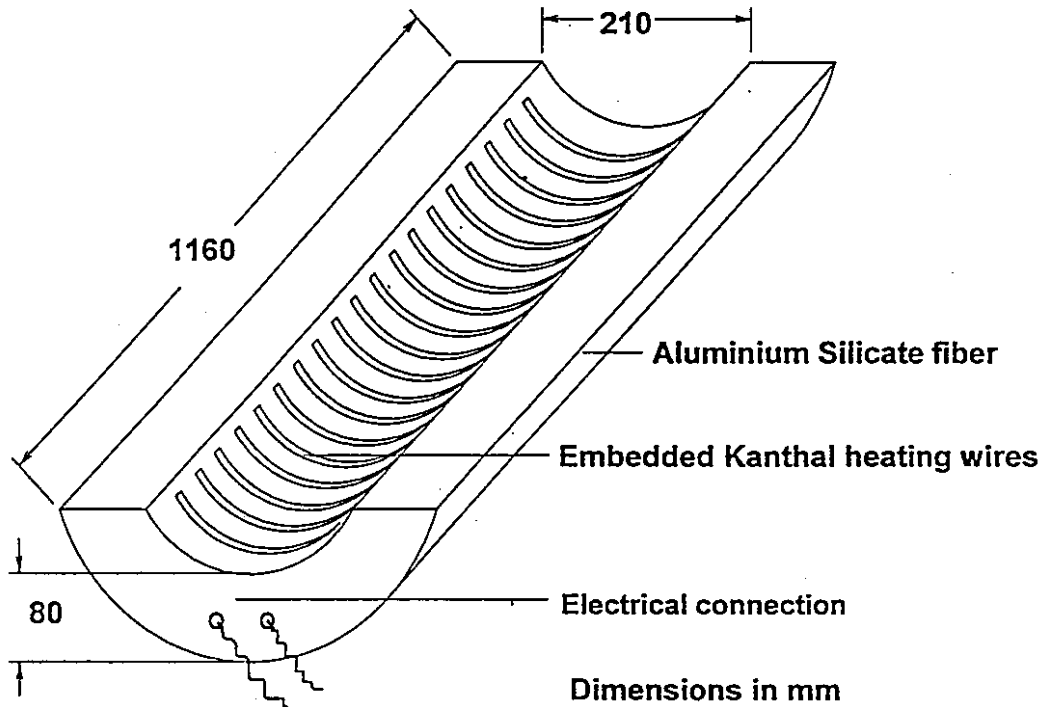


图 3.3-4 Glass overflow system of ESM and heating technique applied

Used overflow *FIBROTHAL* heating modul



- heating surface 0.3 m²
- power loading 6.0 kW / 220 VAC
- thermal conductivity 0.242 W/mK (at 1150°C)

Advantages of *FIBROTHAL* heating modul

- even temperature distribution
- temperature flexibility
- easy replacement of modul
- low furnace weight (specific weight 200g/dm³)
- low price

图 3.3. - 5 Used overflow *FIBROTHAL* heating modul

3.4 Fundamental research on the future HLLW treatment

3.4.1 New glass melter

(PNC:五十嵐)

海外での高レベルガラス固化技術高度化の技術開発の現状およびそのなかでの動燃における溶融技術高度化の考え方について発表した。まず、放射性廃棄物処理技術としての直接通電型溶融炉の多様な適用可能性を評価する観点から現在開発を進めている、円筒電極直接通電型溶融炉（以下「JCEM」と呼ぶ）について述べ、その概念とともに、解体時の廃棄物発生量を少なくし、交換に要する期間を短くすることができる等の長所について説明した。さらに、小型試験装置の基本運転特性、工学試験装置および3回のキャンペーン試験結果の概要について紹介した。また、コールドクルーシブル溶融技術の金属廃棄物およびガラスの基礎試験状況についても説明した。

質疑応答

Q1 JCEMについては内部電極周囲の電流密度分布および腐食速度はどうか?

A1 表面電流密度をTVF溶融炉と同様 $0.5\text{A}/\text{m}^2$ に設計しているので寿命設計には問題無い旨を解答した。

C1 コールドクルーシブル溶融技術についてはROCOD'91でのフランスの発表をきっかけにKfKでも検討しフランスに技術協力の可能性を打診したが、フランス側は費用の提供を受けても出来ないとの話であった。

C2 グループ討議において動燃が開発した新電極材料についての質問があり、その組成について説明するとともに、JCEM小型試験装置で実施した通電腐食試験結果により、INCONEL 690との溶融ガラスに対する耐食性について説明した。さらに、この試験結果によりJCEMの内部電極の腐食については問題がないことを説明した。

3.4.2 High waste loading glass

(PNC:捧)

モリブデンの溶解度を高くすることができれば、高レベル廃棄物を高減容すること

が可能である。モリブデンの溶解度を高くすることによって、廃棄物を45wt.%まで含有でき、イエローフェーズの析出が無く、浸出率が現状の固化体と同等であるものを目指してガラス組成開発を行い、有望と思われる組成を得た。

高減容ガラス固化体は、ナトリウム含有率を高くすると、高温粘度、比抵抗、化学的耐久性、モリブデン溶解度が低下することがわかった。又、今回開発した組成は、ナトリウムを高く含有させても、PF798系のガラスよりも化学的耐久性に優れていることが示された。

質疑応答

Q1 何故、モリブデンの溶解度をこんなに高くすることができたのか。

A1 ガラスフリットには、モリブデン溶解度を高くする成分がある。

Q2 しかし、ジルコニウム酸化物をこれだけ含んでいる組成で、モリブデンの溶解度を高くできたのはなぜか。

A2 シリカとボロンを組にして変化させている。

Q3 セシウムやストロンチウムを分離すると言っていたが、分離したものはどこへ持っていくのか。(どうするのか。)

A3 現在、検討中である。

Q4 我々は、高減容化に興味を抱いているが、K f Kではどうか。

A4 (興味は) 特にない。

Q5 高レベル廃液から、ある元素を分離すれば、減容することは可能であろう。しかし、廃棄物の種類は増えることになる。このことについてどう思うか。

A5 (個人的な意見ではあるが、) 現在の処理方法は優れていると考える。というのはそれがシンプルであるからである。

3.4.3 Separation of Heat-Generating Elements from High-Level Liquid Waste by Denitration

(PNC:米澤)

高レベル放射性廃液からの発熱元素分離研究のホット試験の結果を紹介した。

東海再処理工場で発生した高レベル放射性廃液をギ酸で脱硝し、廃液中の元素の挙動を調査した。脱硝の際に添加されるギ酸の量に比例して脱硝後の廃液のpHが上昇した。廃液がほぼ中性になったとき、発熱元素であるセシウム・ストロンチウムは大部分が廃液中に溶存していたが、そのほかの元素はほとんど沈澱した。よって一定の条件で脱硝した後の廃液を固液分離することで、発熱元素とその他の元素の分離が可能である。

質疑応答

- Q1 発熱元素を分離することによりどのようなメリットがあるのか？廃棄物の量を増やすことにはならないか？
- A1 発熱元素を分離した後に高減容固化することで、高レベル廃棄物の処分場における占有面積を現行の1/4にできる。高レベル廃棄物の処分費用を低減することが、廃棄物処分全体の費用低減に貢献するのでメリットがあると考えている。
- Q2 なぜギ酸による脱硝を選択したのか？ギ酸脱硝により発生する水素についての問題をどうとらえているのか？
- A2 水素発生については硝酸アンモニウムの生成と同様にプラント規模の安全性研究における重要問題ととらえているが、本研究は基礎段階であり、今後そのような問題についても研究を進める。

3.5 Waste characterization and product quality assurance

3.5.1 Characterization and quality assurance for the HAWC-WAK waste glass if produced in the PAMELA and disposed in Germany

(KfK:Weisenberger)

HAWCとガラス原料の組成によって（廃棄物含有量と）ガラス固化体中の個々の成分の目標値は決定される。しかしながら、それ以外にも数々のパラメータが存在しそれらが最終的なガラス固化体の組成に多かれ少なかれ影響を持っている。例えば、

- HAWCの組成のバラツキ
- ガラス原料の組成のバラツキ
- (HAWCとガラス原料の比率に関して) HAWCとガラス原料の供給システムに由来する不正確さ
- ガラス融液槽での均一化の不足や滞留時間不足によるガラス融液の不均一さ
- (例として白金族など) ガラス融液中の相分離

等である。

これらの要因やその他によって最終的なガラス固化体の組成は多かれ少なかれ違いが出てくる。そこで、許容できる分布の幅というものを設けた。実際のガラス固化体の組成はこの幅の中に収まらなくてはならない。HAWC-WAK技術プログラムでは目標とするガラス固化体組成に対して、どの程度の分布の幅が合理的であるかをテストした。

製造したガラス固化体と目標組成を比較するために、指標とする元素を7種 (Si, Cs, Sr, Nd, Na, Fe, Zr) 選択した。その選択基準は、

- 比較的容易に測定できること
- 相分離せず、非溶解性でなく、(白金族のように) 分離せず、ガラス中に均一に分布すること
- 均一な分布に関して他の元素から、あまり大きく影響を受けないこと
- メルタに供給される原料と廃液流の典型的な成分を代表していること (SiとNaはガラス原料, Cs, SrとNdはHAWCの最も強い放射性的部分, Zrは非溶解性成分, Naは工程添加物, Feは腐食生成物である)

図3.5.-1にD6試験のキャニスター10における Zr_2O , Cs_2O , SrO の濃度変動を示す。

最終的なガラス固化体においてNaは原料の一部と、HAWCの支配的な成分の両方を代表している。非放射性試験D6では、許容幅内に組成が入っていることを確認し、工程管理による品質保証法が妥当であることを確認した。

質疑応答

Q1 指標元素として、Zrが選択されているが、沈澱してうまく指標元素としての役割を果たさないのではないか。

A1 そのようなことはない。

3.5.2 Characterization of TVF glass

(PNC:河村)

固化体の品質保証法とTVFコールド試運転で製造したガラスの特性評価結果を報告した。品質保証法に関しては、品質保証の考え方とR&D項目について紹介するとともに、IAEA報告書(IAEA-TECDOC-680)の品質保証要件と品質保証法、動燃で開発中の放射性核種量推定法の概要について紹介した。ガラスの特性評価に関しては、TVF第2キャンペーンガラスの蛍光X線分析(Si, B, Na, Al, Ca, Fe, Mo, Cr, Cs, Sr, Ru, Rh, Pd)及びX線回折、EPMA分析結果を基にガラス組成の均質性を報告した。また固化体の上, 中, 下部から採取した試料の粘度, 電気抵抗, 密度, 熱膨張係数, 熱伝導率, ガラス転移点, 軟化点, 浸出率の測定データを基に, 固化体各部の特性が, ほぼ等しいことを報告した。

質疑応答

Q1 蛍光X線分析値のバラツキはKfKでも経験しており、Schott社に分析(ICP分析)を依頼したところ、変動の少ない分析値を得ることができた。

A1 本報告では、蛍光X線分析値のみで組成変動を評価しているが、TVFでは、同時にICP分析を行い、蛍光X線分析値を補正して白金族元素の抜き出し率等の評価に使用している。

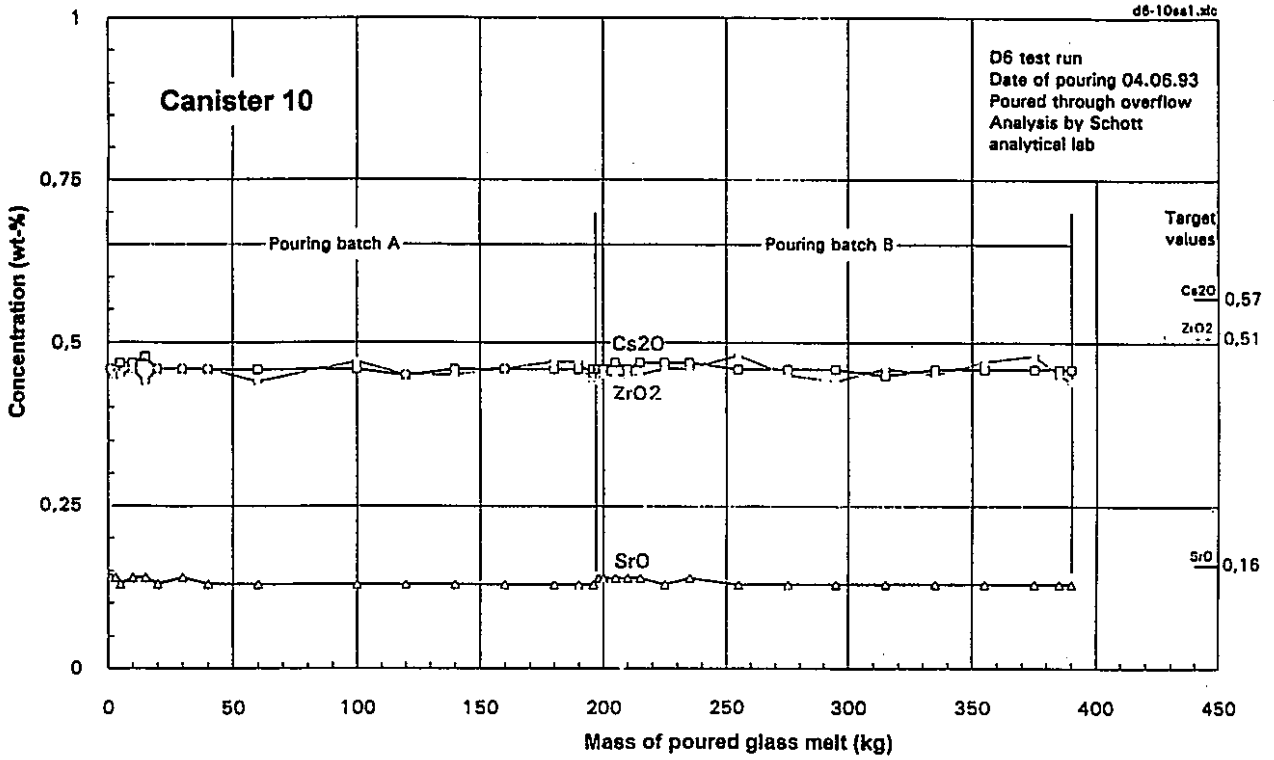


Fig. 3.5 - 1 Concentration of ZrO₂, Cs₂O and SrO in glass samples taken from overflow glass pouring stream while filling canister 10 of the D6 test run. Analysis data obtained from analytical lab of company Schott/Mainz.

- Q2 固化ガラスの割れは、浸出率に影響を与えないか？
- A2 実規模大の割れの入った固化ガラスを使用して浸出試験をした結果、割れ部分の浸出量は少なく、割れが固化体全体の浸出率にあまり影響しないことを確認している。
- C WAK廃液をPAMELAで固化した場合の固化体仕様書案の提示があった。PAMELAでもCOGEMAでもガラスのサンプリングをして分析などを行っているが、公式にはプロセス管理のみで品質保証をしているとのことである。INEでの実験室規模、工学規模の固化試験結果及びPAMELAでのコールド試験結果によりプロセス管理による品質保証法の妥当性は証明されているとのことであった。白金族元素については固化体中の分布が均一とはならないので、他の指標元素を選定し、評価している。また固化処理時にイエローフェーズが確認されたとしても固化体として不適品として扱わず、迅速に原因究明をし、廃棄物含有率を下げるなどの運転条件を変える対策をとることが現実的な対応であるとのことである。
- Q3 ガラス中のRuO₂針状晶の大きさについて。
- A3 固化体中央部から採取した試料の二次電子像から10μm程度のRuO₂凝集体や5μm以下の小さな針状晶の存在を示した。
- Q4 酸化還元状態の差によるRuの状態変化についてKfKの試験結果について。
- A4 ハンフォード模擬廃液(pH=8~10)を固化したガラスとWAK模擬廃液(4M HNO₃)を固化したガラス共にRuO₂針状晶が観察されたが、大きさの違いについては評価していないとのことであった。中国メルタの試験ガラスについては、試験を終了したばかりなのでガラスの特性評価をまだしていない。
- Q5 RuO₂針状晶の成長機構に関連してコールドキャップ中でNa₂RuO₄が同定されたか。
- A5 るつば試験でNa₂RuO₄の生成をX線回折測定で確認したが、実際のコールドキャップ部から試料を採取して確認してはいない。
- Q6 熔融ガラス中の酸化還元状態の測定をどのように行っているか。
- A6 京都大学の岩瀬助教授と共同で研究を進めており、Mo/Mo+MoO₂/ZrO₂(MgO)センサを利用した方法(M. Iwase et al., ISS Transactions, v. 4, p69, 1984)で試験し

ている。

3.5.3 Characterization of HLLW

(PNC: 山下)

高減容処理技術開発の一環として、C P Fに受入れた高レベル放射性廃液の性状を沈澱物の量などを中心に分析結果を紹介した。実廃液の分析結果を本会議で紹介したのは初めてである。

C P Fでは、これまで東海再処理工場から計10回の廃液受入れを実施しており、第6回から第10回までは、T V Fでの処理を予定している貯蔵タンクNo.V31とV34の廃液を8~12ℓの量で受入れている。

V31とV34の廃液分析結果をORIGEN計算値より設定した設計値と比較すると、主な元素は設計値通りであるが、Moは設計値に対して約70wt%，Zrは約60wt%の値であった。これは、Mo, Zrが沈澱物として存在しているためと考えられる。

次に第10回受入廃液を対象に、50mlのメスシリンダで沈降試験を行った時の沈澱物の容積、および孔径0.45μmのメンブレンフィルタでろ過した時のろ液の分析結果を紹介した。沈降試験24時間後の沈澱物の容積比は、6.1ml/50mlであり、重量は11.6g/ℓの存在量であった。また、ろ過液後のろ液の分析の結果、Moは約20wt%，Zrは約18wt%の残存率であり、MoとZrの大部分が沈澱物として存在していることが明らかとなった。

次いで、模擬廃液を使用して、模擬廃液の加熱履歴とpHの沈澱物生成量への影響を評価した結果を報告した。模擬廃液を98℃で加熱すると加熱前は約4g/ℓであったものが24時間後には約11g/ℓの生成量となった。また、模擬廃液のpHが約1~7の間ではMoとZrは約90wt%以上が沈澱することが明らかとなった。

これらの結果から、実廃液はほぼ設計値通りの組成であること、大部分のMoとZrは沈澱物として存在していること、また、沈澱物の生成量には廃液の加熱履歴とpHが影響し、沈澱物を分離することによって廃液中のMoの濃度が削減できる見通しを得ることが出来た。

質疑応答

- Q1 C P Fの廃液受入れ量と放射能濃度の比率が一定でないのは何故か？
- A1 廃液受入れ時の硝酸等での希釈操作によるバラツキと考える。
- Q2 MoとZrが沈澱物として生成するメカニズムはどのようなものか？
- A2 加熱条件により、モリブデン酸ジルコニウム $[ZrMo_2O_7(OH)_2(H_2O)_2]$ を形成することが確認されている。
- Q3 W A K廃液中の沈澱の状態、実廃液の分析値は？
- A3 代表的な廃液組成表を提示する。廃液をろ過した後のろ液と固体分の分析値から、沈澱の主成分がMoとZrであり、廃液中のMoの約 55%、Zrの約 97%が沈澱していることがわかった。尚、廃液の分析はすべてW A K側で実施しており、I N E側へは、廃液の平均的な分析値が提示されているのみで、分析法など詳細は不明である。
- Q4 模擬廃液供給時における沈澱物による配管の閉塞など廃液供給上の問題はなかったか。
- A4 E S M試験で廃液とガラス原料とを混ぜた高酸化物濃度のスラリーを供給した時に閉塞等の問題があったが、通常の試験条件では問題が無く、Zrについてもほぼ全量が供給されていることを確認している。廃液貯槽中の沈澱物を送るためには、槽内の攪拌と液の循環しか方法がなく、I N Eの廃液貯槽底部は円錐形になっており、底部近傍でバブリングをして槽内液を攪拌しているとのことであった。
- Q5 廃液中沈澱物の特性を研究していたK f Kの放射化学研究所(Institut für Radio-chemie) について。
- A5 その研究所は、組織換えで廃止される予定になっており、研究者は、すでに分散し始めている。関連研究者の連絡先を別途知らせるとのことであった。

3.6 KfKから得たその他の知見

3.6.1 ガラス溶融炉の最大処理能力

K f Kの試験で観察されているガラス溶融炉の最大処理能力について尋ねた。

K-6' メルタ (溶融表面積: 0.88m^2) でW A K廃液を処理する場合、目標 35ℓ ($18\text{kg}\cdot\text{glass/h}$)に対して $25\ell/\text{h}$ (10kg/h)の実績が得られている。バブリングにより処理能力が向上する傾向が観察された。中国向けのKW-3メルタ (1.4m^2) では、廃液にNaとFeが多く含まれる廃液を処理する場合、 $50\ell/\text{h}$ ($27\text{kg}\cdot\text{glass/h}$)が得られている。HWVPメルタ (2.63m^2 , $222\ell/\text{h}$, 100kg/h)の1/10スケールであるESMメルタ (0.298m^2) は、 7kW の補助加熱 (パイプヒータ温度 900°C) で $20\ell/\text{h}$ ($10\text{kg}\cdot\text{glass/h}$)の処理能力が得られている。補助加熱の効果がどれだけ寄与しているかは不明である。

3.6.2 ビーズ原料使用時の炉内圧の変動

PAMELAの運転では適正な炉内圧は通常 $-20\sim 25\text{mmAq}$ で制御されているが、 -10mmAq まで上昇したことがある。正圧になったことは5~6回あるが、ファンベルト切断によるブロワ停止、或いはオフガス管の閉塞物を除去中にオフガス流が妨げられたこと等によるもので、その原因は廃液の供給とは関係ない。PAMELAでHEWC廃液処理時に過剰供給時に圧力上昇が経験されたが、雰囲気温度を $300\sim 500^\circ\text{C}$ に制御すれば問題ない。サバンナリバーではスパイク状の圧力変動を管理している。

3.6.3 ガラス溶融炉挿入熱電対の交換頻度

PAMELA運転では、 $0.6\text{wt}\%\text{SO}_3$ がガラスに含まれていることもあり、3~5ヶ月毎に熱電対を点検し、ほぼ7ヶ月毎に交換した。表面をクロムでコーティングするとさらに寿命が長い。

3.6.4 閉塞ガラス流下ノズルの解除

PAMELAの運転では高Al廃液を処理した時にガラス流下口のガラスが高粘性となったために閉塞した。これをアイドリング運転を継続しながら解除した。解除に当

たり、市販のドリル（ドリルチップはノズル内径より小さい）を改造し、下からノズル内を穿孔した。ドリルは水冷してあり、一定の力を加えられるようばねで調整できるようにした。穿孔後ガラスがすぐ流出しないように解除作業中は直接通電加熱電力を調整した。所要作業期間は1週間程であった。

4. 今後の展開について

4.1 今後のKfK/INE業務について(非公式)

KfKの最近の活動としては、WAK再処理工場高レベル廃液のガラス固化技術、および中国や米国PNLからの受託契約に基づく試験業務が進められている。

WAK廃液のガラス固化技術開発については今後とも実施することになる。ガラス固化をPAMELAで実施できるかどうかは、1994年に予定されている廃液輸送に関する公聴会にかかっている。

中国からの現受託業務については、試験を終了し、来年度にガラス溶融炉を中国に出荷する予定であり、米国PNLからの現受託契約業務は終了の見込みで現在報告書を作成中である。KfK/INEでは国からの予算制約のため他の受託業務を模索している。

高レベル廃棄物の処分に関しては、公式にはゴアレーベンの岩塩層になっているが、サイト選定が厳しい状況なので、最近になって水面下では代替地として花崗岩地帯も考えられているようだ。

4.2 今後の協力

PNC側としてはガラス溶融炉のスケールアップや白金族元素対策(運転モードや炉構造等)については今後とも相互に協力を進めていく分野と考えている。一方、KfK側はTVFのホット運転に技術者を派遣することを希望している。(但し、PNC側だけでは決められない旨を説明した。)

次回の定例会議に関しては、仮設定として来年11月にKfKで行い、詳細については3カ月前までに事前に双方で検討することとした。

今後の、PNCとの協力分野の拡大の可能性としては、処分研究、WAK等核燃料サイクル施設の解体分野が考えられる旨を双方で話し合った。

1994年早々にKfKの組織変更が予定されている。これまでは各部門が独立に管理していたが、廃棄物関係を例にとれば、INE、WAKのデコミショニング部門、原子炉等KfKの老朽化した施設(6~7施設)のデコミショニング部門等原子力部門を一人が実質的的最高責任者として統括することになる予定のようだ。協力分野拡大のための協定修正業務を進

める場合、この点について配慮する必要があるだろう。

5. 交換レポート

会議中、以下のレポートを交換した。内容を次頁以降に示す。なお、KfKから入手した資料のうち2はすでに会議論文集として公刊され、4は海外協力協定関係資料として別途事業団資料として登録しているのでここでは表紙のみ示す。

[KfKからPNCへ]

[1] "Protokoll der Besprechung zum Rahmen-Vertrag zwischen BfS und KfK-INE"

[2] W. Lutze, "German Program for Vitrified HLW and Spent Fuel Management," 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Prague Sep. 1993. vol. 2, pp79-86.

[3] "Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport"

[4] G. Roth et al., "Results of the HAWC-WAC Technology Program 1990-1993," Draft, Nov. 1993

[PNCからKfKへ]

[1] "The Draining of Noble Metals in Vitrified Nuclear Waste by a Melter with a Sloping Floor," Glass Technol., Vol. 32, No. 2, pp. 46-50 (1991).

[2] "A Three-Dimensional Mathematical Model for an Electric Glass Melter Used to Vitrify Nuclear High Level Liquid Waste," Glass Technol. Vol. 32, No. 6, pp. 206-216 (1991).

[3] "Effect of Temperature on the Entrainment of Ruthenium, Technetium and Selenium in Continuous Calcination of Simulated High-Level Liquid Waste," J. Nuc. Sci. Technol., Jun. 1992, Vol 29, No. 6, pp. 576-581 (1992).

[4] "Absorption Behaviour of Gaseous Ruthenium into Water," Radiochim. Acta, 57, pp. 51-55 (1992).

[5] "Effect of Calcining Temperature on Volatilization of Ruthenium in Batch Calcination of Simulated High-Level Liquid Waste," Radiochim. Acta, 60, pp. 143-148 (1993).

6. お わ り に

本会議では、廃棄物管理状況、ガラス固化プラントの設計、ガラス溶融炉運転における白金族元素挙動、ガラス溶融炉からオフガスへの元素移行、ガラス固化体品質保証等について有益な情報交換を行うことができた。特にKfK側はTVFの施設および試運転結果に高い関心を示した。

KfKの今後の業務の展開としてはWAK廃液固化サイトの見通し、およびKfKサイトで固化される場合の固化プラントの設計が注目される。また海外からの受託業務も模索していることから、世界的な固化技術の動向の観点からもKfKからの情報は有益と思われる。

一方、今回の会議状況からも伺われるように、KfK側の主要な関心は、従来のコールドのR&D成果からTVFでの試験結果やホット運転経験に移行しつつある。また、TVFのホット試験にKfK側からも技術者の派遣を希望している。すでに、動燃から10余人の技術者をKfKおよびPAMELAに派遣していることを考え合わせると、動燃としても情報提供、技術者の受入等を含めた協力が今後も円滑に進められるよう配慮することが重要となる。

謝 辞

本報告書の作成に当たり、環境技術開発部環境技術第一開発室の以下の方々の協力を頂いた。

小林洋昭，正木敏夫，山下照雄，菫蒲康夫，米沢重晃，山中清志，寺田明彦，下田良幸

B. Kienzler
INE

25.11.93

Protokoll der Besprechung zum Rahmen-Vertrag zwischen BfS und KfK-INE

Teilnehmer: Dr. Illi und Dr. Brennecke, BfS
Prof. Kim, Dr. Dippel, Dr. Fanghänel, Dr. Grambow, Dr. Gompper,
Dr. Kienzler, Dr. Klenze, Dr. Weisenburger, INE

Ort und Zeit: INE, B 714, 23. November 1993, 9.00 bis 15.00 Uhr

Prof. Kim stellt das Organogramm und die Aufgabenstellung des INE vor und zeigt die Entwicklung des gegenwärtigen Konzepts des Instituts auf.

Dr. Illi gibt einen Überblick über die Organisation des BfS und die Änderung der Funktion des BfS seit dem relativ weitgehenden Rückzug des BMFT aus der Endlagerforschung. Das BfS entstand aus der Abteilung SE der PTB und hatt z.Zt. 3 Abteilungen:

- Projektmanagement, inkl. Planfeststellungsverfahren (Leiter Dr. Thomasuske)
- Endlagersicherheit (Leiter Dr. Illi) mit der Unterstruktur
 - Abfälle (Dr. Brennecke)
 - Geologie (Dr. Stier-Friedland)
 - Stahlenschutz und Sicherheitsanalysen (mit Langzeitsicherheit, Geotechnik und Erkundung)
- Genehmigung von Transporten
- Organisations Einheit Betrieb von Endlagern

Bis 1992 galt eine Aufgabenabgrenzung zwischen BMFT (Grundlagenforschung, Methoden und Instrumente für den Sicherheitsnachweis) und BfS (anlagenbezogene Arbeiten). Seither gibt es keine Trennung der Aufgaben mehr und BfS ist freier in der Vergabe von Aufträgen. Allerdings sind die Mittel an konkrete Aufträge zu den Projekten gebunden.

Z. Zt. laufen bei BfS mehrere Projekte:

- Gorleben, welches z.Zt. geringe Priorität hat. Bisher wurde ca. 1.3 GDM aufgewandt, Klagen sind anhängig bezüglich der Salzrechte, die für die untertägige Erkundung erforderlich sind. Man beurteilt dieses Projekt recht pessimistisch (Aussetzung für einige Jahre ?).
- Konrad ist nahezuabgeschlossen. Es fehlt die Modellierung des Nahbereichs hinsichtlich seiner zeitlichen Veränderung (pH, Eh). Die Frage der Konservativität der durchgeführten Rechnungen ist nicht geklärt. Aufgrund der Anwendung des 30mrem Konzeptes ist z. B. das Inventar an U auf 123 t, von J auf ca. 100 kg begrenzt.
- Morsleben stellt für BfS das größte Problem dar. Um dein Betrieb über Juni 2000 zu ermöglichen, soll in 1996 das Planfeststellungsverfahren begonnen werden, daher müssen alle Unterlagen bis dahin erarbeitet sein. Problematisch ist eine Tropfstelle im Grubengebäude der Nachbargrube, die Verbindung zum Grundwasser hat (Prof. Herrmann). Unklar ist bisher die Art der Verfüllung ($12 \cdot 10^6 \text{ m}^3$).

Folgend konkrete Aufgaben sieht BfS:

Projekt Gorleben: Nahfeld Dokumentation und
Quellterm für Glas
hierbei sind die Szenarien, CO₂ und Zusammensetzungen der Salzlösungen
von Bedeutung.

Projekt Morsleben: Kd Werte im Deckgebirge
Eigenschaften von Salzbeton, Flugasche (Kd, pH Pufferung usw.)
Verfüllkonzept (Technik, Strömungswiderstand)
Problem des Zusammenhangs zwischen Porosität und Permeabilität
Sorption an Salzgestein,
Nahfeldmodellierung und
(Thermo-)Mechanik

Aufträge werden von BfS in Form von Werksverträgen vergeben. Rahmenverträge existieren mit GRS, GSF und KFA. In diesen sind lediglich Angaben über das verfügbare Knowhow gemacht, für konkrete Aufgaben werden Einzelverträge geschlossen. Ein Entwurf wird übergeben. Ergebnisse, die im Rahmen eines Auftrages gewonnen werden, dürfen nur nach Zustimmung von BfS publiziert werden.

Aufträge beinhalten häufig enge Termine. Sie können durchaus den Charakter von ad hoc Aktionen haben.

INE wünscht einen entsprechenden Rahmenvertrag mit BfS und sieht als konkrete Aufgaben Experimente zur Sorption an Morsleben Gesteinen und die Nahfeldmodellierung. Probleme können die hohen Personalkosten im INE verursachen. Der Vertragsgegenstand wird kurzfristig definiert und BfS mitgeteilt, so daß BfS einen intern abgestimmten Vertragsentwurf erstellen kann. Dieser muß dann von den entsprechenden KfK Instanzen abgesegnet werden.

orig
W. Lütze

accepted paper for "1993 International Conference on
Nuclear Waste Management and Environmental Remediation"
at Prague, Sept. 1993, Vol. 2, pp 79-86

GERMAN PROGRAM FOR VITRIFIED HLW AND SPENT FUEL MANAGEMENT

W. Lütze, K. D. Closs
Kernforschungszentrum Karlsruhe
Germany

G. Tittel, P. Brennecke
Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter
Germany

W. Kunz
Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, Hannover
Germany

ABSTRACT

The paper covers four topics: management of vitrified waste, management of spent fuel, final disposal, and the repository safety assessment. At present, German spent fuel is reprocessed abroad and vitrified high-level radioactive waste will be returned for disposal. Interim storage of this waste in Germany will be necessary until the planned repository at Gorleben becomes available. Two interim storage facilities have been built. Additionally, about 60 m³ of HLLW (HAWC) produced at the reprocessing plant in Karlsruhe prior to shut-down will be vitrified at the PAMELA plant in Mol, Belgium, following plant adaptations and the installation of a new melter.

Direct disposal of spent fuel is being developed to technical maturity. A pilot conditioning and encapsulation plant is under construction at Gorleben, and repository-related demonstration tests are being performed. Layout and optimization studies for a common repository for reprocessing waste and spent fuel are underway, and a safeguards plan for spent fuel disposal has been developed. Results from these activities will be available early enough to be incorporated into the repository licensing procedure.

The Gorleben salt dome has been selected for the construction and operation of a repository for all types of radioactive waste, especially heat generating, such as vitrified waste and spent fuel elements. Radioactive waste with negligible heat generation will be emplaced in disposal rooms, heat-generating waste in vertical boreholes or in drifts. Definitive decisions concerning the disposal plan, however, can be made only on the basis of the results of an underground investigation. The current conceptual design of the repository is based on modeling assumptions, since only aboveground investigations of the repository site have been completed. Underground exploration began in 1986 with the sinking of two shafts.

Proof of the safety of the repository for licensing requires a long-term safety analysis. To ensure long-term safety (individual limits of 0.3 mSv/a, effective dose rate, and

0.9 mSv/a, organ dose rate), any possible release of radionuclides via the water path must be assessed and the respective dose rates calculated. Experimental research is being carried out to characterize and understand the long-term physico-chemical and geochemical behavior of the waste forms in the near field of the repository and the aquatic chemistry of radionuclides in the near and far fields. Through this work, an experimental data base for quantitative long-term safety analyses will be acquired.

INTRODUCTION

In the Federal Republic of Germany, roughly one third of total electricity is generated by nuclear power. There are 21 reactors (BWR and PWR), with an installed capacity of 23 GWe. (The reactors in former East Germany are not included here, as they were shut down following reunification). To date, 4000 tons of spent fuel have been produced.

Under the German Atomic Energy Act, spent fuel must be reprocessed and the recovered fuel must be recycled, unless reprocessing is deemed economically unjustifiable. Until 1989, plans called for most spent fuel to be reprocessed domestically at a plant to be built near the town of Wackersdorf. German utilities abandoned domestic reprocessing, however, and the plant at Wackersdorf was never built. To remain in compliance with the Act, the utilities have contracted with the French company COGEMA and the British company BNFL to reprocess German spent fuel. Under these contracts, spent fuel is shipped to the foreign reprocessing plants and vitrified high-level waste will be sent back to Germany for disposal. Interim storage of the vitrified waste in Germany will be necessary until the planned repository at Gorleben becomes available.

Separately, extensive research on alternative waste management procedures has been carried out for over a decade. As a result, the development of technical procedures for the packaging, transportation, and direct disposal of non-reprocessed spent LWR-fuel in a salt dome in Germany is nearing completion. If an amendment to the Atomic Energy Act

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Bericht des Fachbereichs

Die Aufgaben des Fachbereichs Nukleare Entsorgung und Transport werden von den drei Abteilungen "Projektleitung für Endlageraufgaben", "Sicherheit der Endlager", "Brennstoffkreislauf; Transport und Aufbewahrung radioaktiver Stoffe" sowie der Organisationseinheit "Konventionelle Planung und Betrieb der Endlagerung" wahrgenommen.

Die Aufgabenschwerpunkte des Fachbereichs sind:

- Errichtung und Betrieb von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle,
- Genehmigung der Beförderung von Kernbrennstoffen und Großquellen,
- Genehmigung der Aufbewahrung von Kernbrennstoffen außerhalb der staatlichen Verwahrung und
- staatliche Verwahrung von Kernbrennstoffen.

Abteilung ET 1 Projektleitung für Endlageraufgaben

Die Steuerung und die Kontrolle der Arbeiten für die drei Endlagerprojekte Gorleben, Konrad und Morsleben werden von der Abteilung "Projektleitung für Endlageraufgaben" durchgeführt. Bei diesen Projekten handelt es sich um komplexe Vorhaben mit interdisziplinären Anforderungen. Daher ist eine große Anzahl von internen und externen Beteiligten zu koordinieren und zu steuern. Die zur Realisierung der Endlagerprojekte erforderlichen und miteinander verknüpften Arbeiten erfordern den Einsatz moderner Managementmethoden und -instrumentarien sowie deren Pflege und Optimierung. Die Schwerpunkte der Abteilungsaufgaben sind:

Koordinierung der endlagerbezogenen Facharbeit; Einspeisung der er-

zielten Arbeitsergebnisse in die Genehmigungsverfahren.

- Übertragung der Arbeiten zur Umsetzung der Endlagerkonzepte an die Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE); Koordination der technischen Abläufe.
- Projektorganisation und Projektkostenrechnung; Fortschreibung und Aktualisierung der Finanzplanung.
- Projektdokumentation nach einem dafür entwickelten Dokumentationssystem; Archivierung von planfeststellungsrelevanten und sonstigen genehmigungsrelevanten Unterlagen.

1992 kam als weitere Schwerpunktaufgabe die Koordination der Vorbereitung des Fachbereichs auf den Erörterungstermin der "Schachanlage Konrad als Endlager für schwach wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle" hinzu.

Die Leitung der Delegation des Antragstellers BfS erfolgte durch den Leiter der Abteilung ET 1.

Abteilung ET 2 Sicherheit der Endlagerung

Schwerpunkt der Aufgaben dieser Abteilung ist die Erarbeitung von Sicherheitsnachweisen für Endlager. Diese betreffen sowohl die Betriebs- als auch die Nachbetriebsphase der Anlagen. Richtschnur der Arbeiten sind die vom Bundesminister des Innern im Jahre 1983 festgelegten "Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk".

In der Regel werden Einzelarbeiten an Dritte vergeben, insbesondere an die DBE und an die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR). Eigene Arbeiten werden zur Optimierung der Anlagenauslegung, des Anlagenbe-

triebes, zur sicherheitstechnischen Beurteilung und zur Kontrolle der Arbeiten Dritter durchgeführt.

Im Jahre 1992 ergaben sich zwei Aufgabenschwerpunkte. Sie betrafen

- die fachlichen Aufgaben für den Erörterungstermin des geplanten Endlagers Konrad und
- Arbeiten zum Endlager Morsleben.

Die Vorbereitung auf den Erörterungstermin "Schachanlage Konrad" begann bereits Ende August 1991. Einbezogen waren alle vier Fachgebietsleiter sowie der Abteilungsleiter von ET 2.

Die Vorbereitung wurde 1992 mit der Beantwortung mehrerer hundert repräsentativer Fragen sowie spezieller Schulungsmaßnahmen intensiviert. Die repräsentativen Fragen bezogen sich auf Einwendungen zum Plan Konrad 4/90, die nach der öffentlichen Bekanntmachung des Vorhabens und Auslegung der Planunterlagen zur Beteiligung der Öffentlichkeit beim Niedersächsischen Umweltministerium als der atomrechtlichen Planfeststellungsbehörde erhoben wurden.

Seit dem 25. September 1992 wird der Erörterungstermin in Salzgitter-Lebenstedt in einer dreitausend Sitzplätze fassenden Leichtbauhalle durchgeführt.

Arbeiten zum Projekt Morsleben umfaßten erste eigene Sicherheitsuntersuchungen sowie die Festlegung von Endlagerungsbedingungen und Produktkontrollmaßnahmen.

Die sicherheitsanalytischen Arbeiten zu diesem Projekt sollen in den nächsten Jahren mit dem Ziel der Erarbeitung von Planfeststellungsunterlagen intensiviert werden.

Mit dem 30. Juni 2000 endet die Betriebsgenehmigung dieses Endlagers. Ein Weiterbetrieb über den genannten Zeitpunkt ist nur nach einem noch durchzuführenden Planfeststellungsverfahren möglich. Hierauf werden sich die zukünftigen Arbeiten konzentrieren.

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Bericht des Fachbereichs

Abteilung ET 3 Brennstoffkreislauf; Transport und Aufbewahrung radioaktiver Stoffe

Die Schwerpunkte der Aufgaben dieser Abteilung stehen in engem Zusammenhang mit der Ver- und Entsorgung der deutschen Kernkraftwerke. Die Vollzugsaufgaben im Rahmen des Atomgesetzes, der Strahlenschutzverordnung und der verkehrsrechtlichen Vorschriften lassen sich im wesentlichen in folgende Einzelaufgaben gliedern:

- Genehmigungen für die Beförderung von Kernbrennstoffen und Großquellen.
- Genehmigungen für die Aufbewahrung von Kernbrennstoffen.
- Staatliche Verwahrung von Kernbrennstoffen.
- Zulassungen von Versandstückmustern für die Beförderung von Kernbrennstoffen und sonstigen radioaktiven Stoffen.
- Vergabe, Begleitung und Auswertung von wissenschaftlich-technischen Gutachten und deren Umsetzung in Entscheidungen.
- Abschirmberechnungen für Neutronen- und Gammastrahlung sowie Kritikalitätsberechnungen mit komplexen Programmsystemen.

Darüber hinaus erfolgt in der Abteilung die rechtliche Betreuung der laufenden Genehmigungsverfahren und der staatlichen Verwahrung einschließlich der Bearbeitung von Widerspruchs- und Gerichtsverfahren.

Organisationseinheit ET-B Konventionelle Planung und Betrieb der Endlagerung

In dieser Organisationseinheit werden insbesondere die fachlichen Aufgaben des BfS als Bauherr, Betreiber und bergrechtlicher Unternehmer für das Erkundungsbergwerk Gorleben, die Schachtanlage Konrad und das Endlagerbergwerk Morsleben wahrgenommen. Im Rahmen der bergtechnischen Leitung aller Arbeiten, die dem Bundesberggesetz unterliegen, und der Aufsicht über Dritte nach dem Atomgesetz hat die Organisationseinheit drei Aufgabengebiete:

- Die Planung von Standorterkundungsarbeiten und die Anlagenplanung für Endlager unter Berücksichtigung der von der Abteilung ET 2 erarbeiteten Vorgaben, die sich aus Sicherheitsanalysen und wissenschaftlichen Untersuchungen ergeben.
- Die Betriebs- und Einlagerungsplanung sowie die Abnahme von Arbeiten und Anlagen für den Bauherren Bund.
- Die kern-, berg-, bohr-, maschinen-, elektro- und bautechnische Betriebsüberwachung der Bergwerke und von Standorterkundungsarbeiten.

Darüber hinaus werden in der Organisationseinheit auch alle Fragestellungen bearbeitet, die mit der Kernmaterialüberwachung bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle im Zusammenhang stehen.

Projekt Gorleben

Die bergmännischen Arbeiten wurden 1992 aufgrund zugelassener Haupt- und Sonderbetriebspläne durchgeführt. Das dabei anfallende Salz wird weiterhin

nach Morsleben transportiert, da das Verwaltungsgericht Stade noch nicht über den Antrag des BfS auf Verbringung von Salz auf die Schutzschicht der Salzhalde in Gorleben entschieden hat.

Insbesondere die zweite Jahreshälfte wurde bestimmt durch Auseinandersetzungen mit der Genehmigungsbehörde über die Betriebsplanverfahren. Das BfS verfolgt für die bergmännischen Arbeiten ab 1993 die Zulassung der Verlängerung des Rahmenbetriebsplans bis 1999 und des Hauptbetriebsplans für 1993. Dagegen hat die Bergbehörde für die Verlängerung der Rahmenbetriebsplanzulassung die Durchführung eines Planfeststellungsverfahrens mit Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) gefordert. Das BfS hat dagegen Widerspruch eingelegt, gleichzeitig aber zur Vermeidung von Stillständen vorsorglich und ohne Aufgabe seiner Rechtsposition den Antrag auf Durchführung eines Planfeststellungsverfahrens mit UVP für die Verlängerung des Rahmenbetriebsplans gestellt und einen entsprechenden Rahmenbetriebsplan eingereicht. Damit hat das BfS auch die Voraussetzungen für die erforderliche Hauptbetriebsplanzulassung durch die Bergbehörde geschaffen.

Schacht Gorleben 1

Nachdem am 13. Dezember 1991 im Teufenbereich 312 m bei Vorbohrungen Laugenzutritte festgestellt wurden, sind bis zum 9. Juni 1992 umfangreiche zusätzliche Abdichtungsarbeiten durchgeführt worden.

Ziel dieser Arbeiten war, den durch die Bohr- und Verpreßarbeiten auf der 1. und 2. Hauptvorbohrsohle und durch die in Begleitung zum Teufen angelegten Bohrschirme bis dahin hergestellten Abdichtungskörper zu vergrößern und zu verstärken.

Zu den Abdichtungsarbeiten aus vorhandenen bzw. zusätzlich erstellten Stoßbohrschirmen kam das Aufbohren und Verpressen von Bohrlöchern in 12 Horizonten hinzu.

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Bericht des Fachbereichs

Die Bohr- und Verpreßarbeiten wurden am 9. Juni 1992 abgeschlossen.

Von den Anfang März 1992 von der Sohle bei 312 m hergestellten Kontrollbohrlöchern waren 6 Bohrlöcher, in denen sich Laugenzutritte gezeigt hatten, bis zum 10. Juni 1992 geöffnet geblieben. Der Laugenzutritt in diesen 6 Bohrlöchern war bis zur Verfüllung am 10. Juni 1992 bis auf insgesamt 2 ml/min zurückgegangen.

Damit wurde der Nachweis erbracht, daß die durchgeführten Abdichtungsarbeiten erfolgreich waren. Die Teufarbeiten wurden danach unter Beibehaltung der üblichen Bohr- und Kontrollmaßnahmen wieder aufgenommen.

Derzeit steht die Schachtsohle bei einer Teufe von 350 m. Zwischenzeitlich wurden die Stützringe für das Innenausbau-fundament eingebaut und mit den Arbeiten zur Erstellung des Fundamentausbruchs begonnen. Die kontinuierlich durchgeführten Kontrollen des äußeren Betonformsteinausbaus zeigen, daß die Standfestigkeit des Schachtes noch gegeben ist, doch eine zügige Fertigstellung des Innenausbaus zur Erzielung eines dauerhaft betriebssicheren Zustands unbedingt erforderlich ist.

Schacht Gorleben 2

In Schacht 2 wurde bei einer Teufe von 274 m die 2. Hauptvorbohrsohle eingerichtet. Von dort ist ein auf den Erfahrungen von Schacht 1 aufbauendes, mit den Bergbehörden erörtertes Bohr- und Verpreßprogramm durchgeführt worden. Dieses umfaßte eine "Kopfabdichtung" aus 4 Schirmen mit flach geneigten Stoßbohrlöchern von ca. 50 m Länge zur gezielten Abriegelung eines eventuellen Zustroms von Salzlösungen aus dem Salzspiegelbereich und eine sogenannte Fußabdichtung aus 5 Bohrkränzen mit 50°, 60°, 70°, 80° und 90° Einfallen. Aufgrund der dadurch erzielten guten Abdichtung der temperaturbedingten Kontraktionsrißzone zwischen Frostkörper und umgebendem Gestein am Rande des Frostkörpers konnten die Teufarbei-

ten unter Beibehaltung der üblichen Bohr- und Kontrollmaßnahmen bis zur derzeitigen Teufe von ca. 292 m fortgesetzt werden.

Projekt Konrad

Auch im Jahre 1992 kam es zu weiteren Verzögerungen im Planfeststellungsverfahren.

So sah sich der BMU am 2. April 1992 zur erneuten Weisung an den NMU veranlaßt: "Gemäß Artikel 85 Abs. 3 des Grundgesetzes weise ich Sie an, den Erörterungstermin nach § 8 der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVIV) spätestens vom 28. September 1992 an durchzuführen."

Die sich anschließenden Aufgaben des NMU als Genehmigungsbehörde im Hinblick auf Vorbereitung der Erörterung sowie die Planung und Errichtung einer Leichtbauhalle und der notwendigen infrastrukturellen Einrichtungen wurden bundesaufsichtlich eng begleitet.

So wurde schließlich am 9. September 1992 der atomrechtliche Erörterungstermin öffentlich bekanntgemacht. Die Erörterung der Einwendungen begann am 25. September 1992 in Salzgitter-Lebenstedt auf dem Schützenplatz in einer für ca. 3000 Personen ausgelegten Leichtbauhalle. Die Dimensionierung der Halle richtete sich nach der vom NMU ermittelten Anzahl der Einwender von 289.000.

Aus der Anzahl der Einwendungen ließen sich etwa 950 Argumente ableiten, die insgesamt 10 Themenkomplexen zugeordnet werden konnten.

Gemäß einer auf dieser Grundlage aufgebauten Tagesordnung wurde die Erörterung am 1. Tag vor ca. 400 Einwendern mit der Diskussion über Verfahrensfragen

begonnen. Wiederholte Anträge auf Abbruch, Aufhebung oder Aussetzung bestimmten zunächst den Verlauf der Erörterung bei deutlich geringerem Interesse der Einwender (Anzahl im Mittel ca. 100). Von den bis 12. Dezember angefallenen 40 Erörterungstagen befaßten sich 7 Tage mit Verfahrensfragen, 11 Tage mit dem Themenkomplex "Abfälle, Endlagerungsbedingungen, Entsorgungskonzept", 14 Tage mit dem Thema "Langzeitsicherheit" und 8 Tage mit sonstigen Themen. Die Erörterung wurde am 6. März 1993 abgeschlossen.

Ungeachtet des Verlaufs des Planfeststellungsverfahrens und des Erörterungstermins wurden auch 1992 alle Planungsarbeiten für die Errichtung und Inbetriebnahme eines Endlagers in der Schachanlage Konrad zügig fortgesetzt. Mit der Inbetriebnahme wird 1997 gerechnet.

Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)

Im Revisionsverfahren hat das Bundesverwaltungsgericht am 25. Juni 1992 das Urteil des Bezirksamtes Magdeburg vom 27. November 1991, in dem das BfS verurteilt worden war, die Erfassung und Einlagerung radioaktiver Abfälle im ERAM einzustellen, aufgehoben und die Klage gegen das BfS abgewiesen mit der Begründung, daß das genannte Urteil des Bezirksamtes Magdeburg geltendes Bundesrecht verletzt. Die Erfassung und Einlagerung radioaktiver Abfälle ist durch die als Planfeststellungsbeschuß im Sinne des § 9b Atomgesetz (AtG) fortgeltende Dauerbetriebsgenehmigung vom 22. Juni 1986 des früheren SAAS gedeckt. Das BfS ist Inhaber dieser nach dem Beitritt der neuen Bundesländer zur Bundesrepublik Deutschland bis zum 30. Juni 2000 fortgeltenden Genehmigung.

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Bericht des Fachbereichs

Aufgrund der einstweiligen Anordnung gemäß § 123 Verwaltungsgerichtsordnung (VwGO) des Bezirksgerichtes Magdeburg vom 20. Februar 1991 war die Einlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle eingestellt worden. In der Folgezeit wurden nur sicherheitstechnisch unverzichtbare Maßnahmen umgesetzt. Maßnahmen wie auch die Umsetzung von Empfehlungen der GRS, die ausschließlich der Einlagerung radioaktiver Abfälle dienen, wurden zurückgestellt, bis die rechtlichen Voraussetzungen für eine Wiederaufnahme der Einlagerung radioaktiver Abfälle erfüllt waren.

Nach dem Urteil des Bundesverwaltungsgerichtes wurden auf Veranlassung des BfS im ERAM Vorbereitungen getroffen, die Endlagerung von schwach- und mittelradioaktiven Abfällen wiederaufzunehmen. Die hierzu erforderlichen betrieblichen Voraussetzungen sind abgeschlossen.

Gleichzeitig wurden die Arbeiten zum geotechnischen Konzept und die Standortuntersuchungen für die Erstellung von vollständigen Planunterlagen für ein Planfeststellungsverfahren für den Weiterbetrieb des ERAM über den 30. Juni 2000 hinaus weitergeführt.

Neuere Untersuchungen an den Tropfstellen, durchgeführt von Professor Herrmann (TU Clausthal), ergaben, daß für die Tropfstelle "Bunte Firste" im Grubenfeld Marie nach derzeitigem Kenntnisstand ein Deckgebirgswassereinfluß auszuschließen ist. Damit wurde nur für die Tropfstelle "Lager H" ein Deckgebirgswassereinfluß nachgewiesen. Nach den bisherigen geologischen, hydrogeologischen und gebirgsmechanischen Erkenntnissen der BGR ist mit einer wesentlichen Zunahme des derzeitig geringen Lösungszuflusses während der Betriebsphase des Endlagers nicht zu rechnen.

Da eine langfristige Prognose über die Entwicklung der vorhandenen Tropfstellen nicht möglich ist, wurde von der DBE ein Konzept technischer Vorsorgemaßnahmen zum Ausschluß eines nicht beherrschbaren Laugenzutritts für die

Tropfstellen erarbeitet. Dieses Konzept der DBE wurde von der Bergakademie Freiberg, die vom BfS mit der Güteprüfung beauftragt ist, als grundsätzlich unter den ERAM-Randbedingungen realisierbar und wirksam bewertet. Aufgrund der im ERAM herrschenden geologischen, hydrogeologischen und gebirgsmechanischen Verhältnisse halten die Güteprüfer eine vorsorgliche Bauausführung der Abdämm-Maßnahmen mit einer Ausnahme ("Lager H") zum derzeitigen Zeitpunkt für nicht erforderlich, da, wie im Konzept der DBE aufgezeigt wurde, die geplanten Maßnahmen für den Fall einer Gefährdung des Grubengebäudes rechtzeitig umgesetzt werden können.

Am 13. Oktober 1992 hat das BfS beim Ministerium für Umwelt und Naturschutz des Landes Sachsen-Anhalt als der zuständigen Genehmigungsbehörde einen Antrag auf Einleitung eines Planfeststellungsverfahrens nach § 9b Atomgesetz für den Weiterbetrieb des Endlagers für radioaktive Abfälle in Morsleben nach dem 30. Juni 2000 gestellt. Durch die Einleitung des Planfeststellungsverfahrens wird der Genehmigungsbehörde unter anderem ermöglicht, daß in einem fortlaufenden Prozeß das Standorterkundungsprogramm von der Planfeststellungsbehörde und den von ihr gegebenenfalls einzuschaltenden Gutachtern begleitet und die damit erzielten Ergebnisse sowie die auf Basis dieser Ergebnisse abgeleiteten Sicherheitsnachweise frühestmöglich begleitend begutachtet werden können.

Für das Planfeststellungsverfahren mit Ziel Weiterbetrieb des ERAM über den 30. Juni 2000 hinaus wurde für die Erarbeitung der erforderlichen Planunterlagen ein Untersuchungsprogramm konzipiert, das folgende Schwerpunkte enthält:

- geowissenschaftliche Standorterkundung über Tage und unter Tage,
- gebirgsmechanische Untersuchungen zum Nachweis der Grubenstabilität,
- Erarbeitung von Stilllegungskonzepten zum Abschluß des Bergwerkbetriebes,

- Durchführen von Sicherheitsanalysen zur Betriebs- und zur Nachbetriebsphase.

Nach derzeitiger Terminplanung werden diese Arbeiten bis 1996 abgeschlossen sein.

Investitionskosten für die Endlagerprojekte

Bei den Endlagern sind die Kosten bis zur Inbetriebnahme (Investitions- oder Projektkosten) und die reinen Betriebskosten des Endlagerbetriebes zu unterscheiden. Betriebskosten fallen zur Zeit nur für den Endlagerbetrieb Morsleben an.

Nachfolgend werden nur Aussagen zu den Investitions- oder Projektkosten gemacht.

Die voraussichtlichen Gesamtkosten beim Projekt Gorleben belaufen sich bei Unterstellung der Ecktermine

- Ende Schachtableufen: Anfang 1995,
- Ende der untertägigen Erkundung: Ende 1998,
- Planfeststellungsbeschluß: Mitte 2003 und
- Projektende (Einlagerungsbeginn): Anfang 2008

auf ca. 3747 Mio. DM (Stand: Oktober 1991). Die bisher aufgelaufenen Kosten bis Ende 1992 betragen ca. 1212 Mio. DM.

Die Projektkosten Konrad werden unter der Voraussetzung

- Planfeststellungsbeschluß: Ende 1993 und
- Projektende (Einlagerungsbeginn): Ende 1996 / Anfang 1997.

auf ca. 1774 Mio. DM (Stand: März 1992) geschätzt. Bis Ende 1992 sind Kosten in

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Bericht des Fachbereichs

einer Höhe von ca. 845 Mio. DM aufzulaufen.

Die Gesamtkosten des Projektes Morsleben bis zum Jahre 2000 belaufen sich voraussichtlich auf ca. 170 Mio. DM (Schätzung vom November 1992).

Dabei werden folgende Randbedingungen unterstellt:

1. Einlagerungsbetrieb auf der Basis der gültigen Dauerbetriebsgenehmigung bis zum Jahre 2000.
2. Bis Mitte 1996 Abschluß des Standorterkundungsprogramms und Einreichen der Planunterlagen für das Planfeststellungsverfahren zum Weiterbetrieb über das Jahr 2000 hinaus.
3. Planfeststellungsbeschluß für den Weiterbetrieb im Jahre 2000.

Bisher sind Kosten in Höhe von ca. 11,5 Mio. DM angefallen (von 1991 bis einschließlich Oktober 1992).

Genehmigungsverfahren zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen (§ 6 AtG)

Transportbehälterlager Gorleben

Am 19. März 1992 hat die "Brennelementlager Gorleben GmbH" (BLG) einen die bestehende Genehmigung vom 5. September 1983 (in der Fassung des 1. Nachtrags vom 6. September 1988) und die bisher gestellten Änderungsanträge umfassenden Antrag gestellt.

Neben der Aufstockung auf insgesamt 3800 t Schwermetall für abgebrannte Brennelemente - mit einem höheren Abbrand als bisher genehmigt - und der Aufbewahrung von verfestigten hochradioaktiven Spaltproduktlösungen werden insbesondere die Aufbewahrung von Mischoxid (MOX) enthaltenden Brenn-

elementen und die Aufbewahrung von Kernbrennstoffen in Form von Abfällen sowie von kernbrennstoffhaltigen Abfällen beantragt. Der hierzu eingereichte Sicherheitsbericht und der Antrag wurden nach einer ersten Durchsicht revidiert und mit Datum vom 16. Oktober 1992 erneut vorgelegt.

Mit Datum vom 4. November 1992 wurde die zugehörige Kurzbeschreibung eingereicht. Eine öffentliche Bekanntmachung dieses umfassenden Antrags hat Anfang 1993 stattgefunden. Die Begutachtung für die früher gestellten Anträge läuft hierzu parallel weiter.

Die BLG hat zusätzlich am 16. März 1992 zwei Anträge zur Änderung der bestehenden und mit Sofortvollzug ausgestatteten Genehmigung zur Aufbewahrung von LWR-Brennelementen gestellt. Der eine Antrag bezieht sich auf die Aufbewahrung modifizierter Siedewasserreaktor-Brennelemente in CASTOR-Ic-Behältern, der andere auf eine Änderung der Fügedeckelkonstruktion für mehrere CASTOR-LWR-Behälter. Gutachtliche Stellungnahmen der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) und des TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt liegen zu beiden Änderungsanträgen vor.

Nach Eingang der Stellungnahme der BAM im Oktober 1992 zur geänderten Fügedeckelkonstruktion bei CASTOR-Behältern der Bauart Ia, Ib und Ic befinden sich die Genehmigungsverfahren für diese beiden Änderungsanträge in der Schlußabstimmung.

Brennelemente-Zwischenlager Ahaus

Am 17. März 1992 ist in einem 1. Nachtrag der Firma Brennelement-Zwischenlager Ahaus GmbH die Aufbewahrung von maximal 608.000 bestrahlten THTR-Kugel-Brennelementen in maximal 320 Behältern vom Typ CASTOR THTR/AVR und von bestrahlten LWR-Brennelementen bis insgesamt maximal 1500 t Uran genehmigt worden.

In dem gegen die sofort vollziehbare Aufbewahrungsgenehmigung gerichteten Eilverfahren vor dem Oberverwaltungsgericht für das Land Nordrhein-Westfalen hat das Oberverwaltungsgericht am 17. Juni 1992 durch Beschluß gestattet, daß die Brennelement-Zwischenlager Ahaus GmbH im Rahmen des Probebetriebes auf ihr eigenes Risiko eine vorläufige Einlagerung von insgesamt 20 CASTOR-THTR/AVR-Behältern vornehmen dürfe.

Am 25. Juni 1992 wurde mit der Einlagerung der ersten Behälter begonnen. Am 1. September 1992 waren 11 Behälter eingelagert. Im übrigen werden zwei weitere Hauptsacheverfahren gegen die Aufbewahrung von LWR- und THTR-Brennelementen vor dem Oberverwaltungsgericht Münster geführt.

Behälterlager Jülich der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR)

Das Verfahren zur Genehmigung der Aufbewahrung von 300.000 abgebrannten AVR-Brennelementen im Behälterlager Jülich wurde fortgesetzt und befindet sich in der Schlußabstimmung zur Genehmigungserteilung.

Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (ZAB) Greifswald

Sicherheitstechnische Bewertungen der GRS zum ZAB Greifswald liegen mit Datum September 1992 vor. Danach liegen keine Sicherheitsmängel vor, die Veranlassung geben könnten, die fortgeltende Inbetriebnahmegenehmigung nach § 17 Abs. 5 AtG zu widerrufen.

Lager für Kernbrennstoffe in Form von Abfällen

Der von der Firma Siemens AG gestellte Antrag auf Aufbewahrung von maximal 3500 Fässern mit konditionierten, uran- und plutoniumhaltigen Abfällen auf dem Nukleargelände in Wolfgang/Hanau (erweitert am 31. Oktober 1991 um weitere

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Bericht des Fachbereichs

2700 Fässer, zuletzt modifiziert am 12. Juni 1992) ist in seinem ersten Teil vom TÜV Bayern mit Übergabedatum November 1992 begutachtet worden. Wegen noch fehlender baulicher Voraussetzungen sowie der entsprechenden Funktions- und Abnahmeprüfungen konnte noch keine Genehmigung nach § 6 AtG erteilt werden.

Der Antrag der Firma Advanced Nuclear Fuels GmbH (ANF) auf Aufbewahrung von Kernbrennstoffen in Form von radioaktiven Abfällen in 1000 Fässern mit je 200 l Inhalt auf dem Betriebsgelände in Lingen soll nach Errichtung der vorgesehenen Lagerhalle Mitte 1993 genehmigt werden. Der Entwurf für das Sicherheitsgutachten des TÜV Hannover / Sachsen-Anhalt liegt mit Datum August 1992 vor.

Uranhexafluorid-Lager

Das Freilager der Firma Siemens AG in Hanau wurde geräumt und der zugehörige Kontrollbereich am 13. Oktober 1992 aufgehoben.

Aus dem sogenannten Offsetlager der Firma LSG wurde der letzte Behälter im August 1992 abtransportiert. Die Freimessung zur Aufhebung des Kontrollbereiches findet zur Zeit statt.

Die Genehmigungen für die Freilager der Firma ANF in Lingen und der Firma LSG in Hanau haben noch Laufzeiten bis mindestens August 1993. Eine rechtzeitige Verlängerung der Gültigkeit wird erarbeitet.

Lager für unbestrahlte Brennelemente

Die Genehmigung für die Aufbewahrung unbestrahlter THTR-Brennelemente in der dafür vorgesehenen Lagerhalle der Firma NUKEM auf dem Nukleargelände in Wolfgang/Hanau ist am 31. März 1992 ausgelaufen, die BE-Kugeln wurden am 23. Januar 1992 zur AEA nach Großbritannien transportiert.

Neuanträge

Das ZfK Rossendorf hat am 20. August 1991 einen Antrag auf Aufbewahrung frischer Kernbrennstoffe, vorwiegend von UO_2 -Pulver, gestellt.

Die Firma Heiden-Labor, Rostock, hat am 26. Mai 1992 einen Antrag auf Aufbewahrung einer Plutonium-Beryllium-Quelle gestellt.

Die Firma Braas GmbH hat am 5. November 1992 einen Antrag auf Aufbewahrung einer Plutonium-Beryllium-Quelle im Werk Jatznick gestellt.

Die Brennelement-Zwischenlager Ahaus GmbH hat folgende Änderungsanträge gestellt:

- a) am 5. März 1992 auf Änderung der Fügedeckelkonstruktion für LWR-Behälter,
- b) am 9. September 1992 auf Aufbewahrung beschädigter Betriebselemente des THTR, von sogenanntem Erodiergut, auf Aufbewahrung von maximal 2110 Betriebselementen pro Behälter und von unvollständig gefüllten Behältern,
- c) am 27. Oktober 1992 auf Aufbewahrung der bestrahlten Brennelemente des Abbrandmeßreaktors des THTR-300.

Staatliche Verwahrung von Kernbrennstoffen

Gemäß Zuständigkeit (§ 23 AtG) vollzieht das BfS die staatliche Verwahrung von Kernbrennstoffen am Standort Hanau. Hierzu wurde in den vergangenen Jahren eine Außenstelle des BfS mit dem entsprechenden Betriebspersonal und den notwendigen Meßapparaturen eingerichtet.

Bei den am Standort Hanau verwahrten Kernbrennstoffen handelt es sich insbesondere um Kernbrennstoffe, die im Kernbrennstoffkreislauf zeitweise nicht benötigt werden:

- Mischoxid-Brennelemente für ein Kernkraftwerk vom Typ Siedewasserreaktor.
(Das entsprechende Genehmigungsverfahren für den Einsatz von Mischoxid-Brennelementen ist zur Zeit ausgesetzt.)
- Plutoniumnitratlösungen aus der deutschen Wiederaufarbeitungsanlage.
(Die Weiterverarbeitung ist zur Zeit aus genehmigungstechnischen Gründen nicht möglich.)
- Plutoniumoxid aus ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen.
(Die Anlage der Brennelementewerke Hanau zur Weiterverarbeitung ist seit Juni 1991 stillgelegt.)
- Brennelemente für den Schnellen Brüter in Kalkar.
(Die Bundesregierung hat am 21. März 1991 das Brüterprojekt gestoppt.
Die Schnell-Brüter-Kraftwerksgesellschaft hat beim BfS einen Antrag auf Herausgabe der Elemente zum Zweck der Zwischenlagerung in Großbritannien gestellt.)
- Brennelemente der TU München und der TH Darmstadt mit angereichertem Uran aus Siemens-Unterrichts-Reaktoren. Im Rahmen der Genehmigungsverfahren für den Abbau der Reaktoren wurden die Elemente ausgelagert.

Im Jahre 1992 wurden zudem folgende Materialien an dritten Verwahrorten staatlich verwahrt:

- Hochreines Natururan in Form von U_3O_8 im Lager Leese im Landkreis Nienburg.
 - Hochreines Natururan in Form von U_3O_8 im Lager Ludwigshafen.
- Zwei Plutonium-Beryllium-Quellen in der Außenstelle Berlin des BfS.

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Bericht des Fachbereichs

Gegen die Verwahrung des hochreinen Natururan in Form von U_3O_8 in den Lagern Leese und Ludwigshafen haben die Ablieferer Widerspruch eingelegt und gleichzeitig Klage gegen die anordnenden Länder (Niedersachsen und Rheinland-Pfalz) bei dem zuständigen Oberverwaltungsgericht erhoben.

Das OVG Koblenz hat am 1. Dezember 1992 unter anderem entschieden, daß hochreines Natururan in Form von U_3O_8 kein Kernbrennstoff im Sinne der Begriffsbestimmungen von § 2 AtG ist. Revision gegen das Urteil wurde eingelegt.

Beförderungsgenehmigungen für das Jahr 1992

Gemäß § 23 AtG ist das BIS zuständig für die Erteilung von Beförderungsgenehmigungen (§ 4 AtG) für Kernbrennstoffe und Beförderungsgenehmigungen (§ 8 StrlSchV) für Großquellen. Im Jahre

1992 wurden insgesamt 420 Genehmigungen (Einzel-, Mehrfach- und allgemeine Genehmigungen) erteilt.

Beförderungsvorgänge von Kernbrennstoffen und Großquellen sind mindestens 48 Stunden vor ihrer Durchführung den zuständigen Aufsichtsbehörden zu melden.

1992 wurden insgesamt 2106 Transporte von Kernbrennstoffen durchgeführt, und zwar:

Inlandtransporte (1190)^{*)}

Schiene/bestrahltes Material	4
Straße/unbestrahltes Material	834
Straße/bestrahltes Material	2
Straße/Reststoffe und Abfall	350

Grenzüberschreitende Transporte (916)^{*)}

Luft/unbestrahltes Material	110
Luft/bestrahltes Material	3
See/unbestrahltes Material	184
See/bestrahltes Material	11
See/Reststoffe und Abfall	3

Schiene/unbestrahltes Material	130
Schiene/bestrahltes Material	66
Schiene/Reststoffe und Abfall	6

Straße/unbestrahltes Material	370
Straße/bestrahltes Material	26
Straße/Reststoffe und Abfall	7

(Vergleiche auch: Kapitel *Prüfungen, Zulassungen, Genehmigungen*, S. 219)

^{*)} Bei kombinierten Transporten wurden folgende Festlegungen gewählt:
 Straßen- oder Schienen-/Seetransport: als *Seetransport*
 Straßen-/Schienentransport: als *Schienentransport*
 Straßen-/Lufttransport: als *Lufttransport*
 Straßen-/Schienen-/Seetransport: als *Schienentransport*

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Wissenschaftliche Kurzberichte

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle und Maßnahmen zur Produktkontrolle radioaktiver Abfälle

Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)

Stand: Juli 1992

K. Kugel, W. Noack, H. Giller

Die Anforderungen an die im ERAM endzulagernden radioaktiven Abfälle basieren auf den bisher gültigen Festlegungen der Dauerbetriebsgenehmigung vom 22. April 1986 und berücksichtigen die vom BfS erlassenen aufsichtlichen Anordnungen unter Beachtung der Empfehlungen der GRS aus der Sicherheitsanalyse für das ERAM.

Den Anforderungen an die Abfälle wird ihre Klassifizierung nach Abfallarten und Strahlenschutzgruppen vorangestellt, die dem Endlagerungskonzept des ERAM zugrunde liegt.

Die Grundanforderungen an die Abfälle enthalten neben allgemeinen Forderungen die Begrenzung der Aktivitätskonzentration von Alphastrahlern auf 40 MBq/m³. Die weiteren Anforderungen beziehen sich auf die im ERAM einlagerbaren festen Abfälle (Abfallart A 1) in den Strahlenschutzgruppen S 1 bis S 5 und umschlossene Strahlenquellen (Abfallart A 3) in den Strahlenschutzgruppen S 1 bis S 4. Die festen Abfälle werden innerhalb der Strahlenschutzgruppen durch die Ortsdosisleistung und die Aktivitätskonzentration begrenzt. Feste Abfälle sind in 200-l-Fässern zu verpacken, wobei für die Strahlenschutzgruppen S 1 bis S 3 auch die Nutzung von wiederverwendbaren Behältern für lose, nicht brennbare Abfälle möglich ist. Für feste Abfälle in den Strahlenschutzgruppen S 3 bis S 5 sind wiederverwendbare Faßcontainer als Verpackung zu verwenden. Umschlossene Strahlenquellen werden in Strahlenschutzbehältern im ERAM an-

genommen. Neutronenquellen und Strahlenquellen, die Alphastrahler enthalten, sind von der Einlagerung ausgenommen.

Für die Anmeldung endzulagernder Abfälle im ERAM sind die bisherigen Formblätter zu verwenden.

Der Nachweis der Einhaltung der Anforderungen an die endzulagernden radioaktiven Abfälle erfolgt im Rahmen der Produktkontrolle. Das BfS sorgt für die Einhaltung dieser Anforderungen durch

- verfahrensbezogene Kontrollmaßnahmen sowie durch
- Prüfung der von den Abfallverursachern vorgelegten Dokumentationen und durch Stichprobenprüfungen an Abfallgebinden oder Strahlenquellen.

Die Durchführung von Produktkontrollmaßnahmen durch das BfS setzt vertragliche Vereinbarungen mit dem jeweiligen Abfallverursacher bzw. Konditionierer voraus.

Vorbereitung und Durchführung von Maßnahmen zur Produktkontrolle radioaktiver Abfälle

Auftragnehmer: *Forschungszentrum Jülich GmbH, Jülich*

Projektleitung BfS: *B.-R. Martens, H. Giller*

Wesentliche Ergebnisse der 1992 von der Produktkontrollstelle des BfS im Forschungszentrum Jülich (KFA) durchgeführten Arbeiten sind:

Stationäre Prüfeinrichtungen

Im Rahmen der vorbereitenden Arbeiten zur Stichprobenprüfung wurde für die

Überprüfung von Abfallfässern mit einer Ortsdosisleistung an der Oberfläche von weniger als 2 mSv/h die Kalterprobung der Prüfeinrichtungen erfolgreich abgeschlossen. Nach der Erteilung der atomrechtlichen Genehmigung kann ab 1993 die Überprüfung von Abfallfässern erfolgen.

Für die Überprüfung von Gebinden in Abschirmbehältern in abgeschirmten Zellen der KFA wurde mit der Kalterprobung der Prüfeinrichtungen begonnen.

Analytik

Schwerpunkt bildete hier die nuklidspezifische Ermittlung von Kernbrennstoffinventaren mittels Alpha- und Betaspektroskopie. Im einzelnen wurden folgende Untersuchungen durchgeführt:

- Modifikation der Gammaskopieanlage für lange Meßzeiten zur Erfassung geringer Aktivitäten durch Entwicklung eines Verfahrens zur mehrfachen, scheibenförmigen Aufnahme von Gammaskopien.
- Beurteilung der Fehlerquellen und der erreichbaren Meßgenauigkeiten eines gebräuchlichen Plutoniummeßgerätes. Das Meßsystem erfaßt die in einem vorgegebenen Zeitintervall emittierten, korrelierten Neutronen; die erreichbare Meßgenauigkeit hängt von der Dichte und von den Abmessungen des Abfallprodukts ab.
- Kontrolle und Vergleich der Analyse radioaktiver Abfalllösungen am Beispiel borsäurehaltiger Lösungen des Kernkraftwerks Greifswald.
- Gammaskopie von Plutonium unterschiedlicher Zusammensetzung im Bereich 1 mg bis 1 g.
- Untersuchung von plutoniumhaltigen Rauchgasmeldern russischer Bauart auf ihren Plutoniumgehalt.
- Kernbrennstoffbestimmung in verschiedenen Abfallarten bis unter 1 Bq/g.

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Wissenschaftliche Kurzberichte

Im Bereich Chemische Analytik standen der Aufschluß von Proben und die Trennung von Nukliden im Vordergrund.

Besonders schnelle und dazu quantitative Aufschlüsse von Zementproben gelangen mit einer Labormikrowelle. Ascheproben sind dagegen besser in Schmelzen aufzuschließen. Die Quantifizierung des Aufschlusses erfolgte durch fotometrische Bestimmung zudozierter Metallsalze.

Im Bereich der chemischen Analytik wurde eine Hochleistungsflüssigkeitschromatographie (HPLC) und eine Ionenchromatographie (IC) aufgebaut und in Betrieb genommen. Die beiden Geräte sollen zur schnellen und quantitativen Trennung abfallrelevanter Nuklide, wie ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{154}Eu und andere dienen. Die Erprobung und Ausarbeitung von Trennverfahren wurde fortgesetzt.

Produktkontrollmaßnahmen für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente in Frankreich und Großbritannien

Hinsichtlich der Sicherstellung einer unabhängigen Produktkontrolle für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung wurden Mitarbeiter der Produktkontrollstelle zu Gesprächen des BfS mit der staatlichen französischen Stelle ANDRA hinzugezogen. Für den Fall, daß eine unabhängige Produktkontrolle in Frankreich nicht durchführbar sein sollte, wurde ein Prüfprogramm für die zurückgelieferten Abfallgebände definiert. Die zur Entwicklung und Durchführung dieser Prüfungen notwendigen Einrichtungen wurden beschrieben und die Entwicklungskosten abgeschätzt.

Gasentwicklung von endzulagernden radioaktiven Abfällen

Auftragnehmer: *KEMAKTA Konsult AB, Stockholm*

Projektleitung BfS: *E. Warnecke, W. Noack, Ch. Bard*

Endgelagerte radioaktive Abfälle zeigen im allgemeinen aufgrund verschiedenartiger Prozesse eine Gasbildung. Für die radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die in der geplanten Schachanlage Konrad endgelagert werden sollen, wurde die Gasbildung unter besonderer Berücksichtigung des Wasserstoffes ermittelt. Ziel der Untersuchung war es, für die Abfallgebände die zu erwartenden Gasbildungsraten in Abhängigkeit vom Abfallprodukt, dem Abfallbehälter und dem Gasbildungsmechanismus zu ermitteln, um eine Bilanzierung der Gasbildung pro Abfallgebäude, Einlagerungskammer, Einlagerungsfeld und für das gesamte Endlager zu ermöglichen.

Den Untersuchungen wurde bezüglich der radioaktiven Abfälle die Modellabfalldatenbasis des BfS zugrunde gelegt, die in Abhängigkeit von der Herkunft, dem Aufkommen, den Abfallbehältertypen und den Abfallprodukten das radionuklid-spezifische Aktivitätsinventar der Abfallgebände beschreibt.

Als Endlagerbedingungen wurden die Einlagerung in Kammern mit einem Querschnitt von 40 m^2 und die Verfüllung der Hohlräume mit Pumpversatz vorausgesetzt.

Die Gasbildungsraten wurden für die folgenden relevanten Prozesse der Literatur entnommen und hinsichtlich der Verwendung unter den vorliegenden Randbedingungen bewertet:

- Korrosion von Metallen (Eisen, Aluminium, Zink),
- Radiolyse,

- Mikrobielle Zersetzung,
- Andere Prozesse (chemische Reaktionen, thermische Zersetzung).

Die Berechnungen zur Gasbildung wurden für folgende zeitliche Phasen der Endlagerung durchgeführt:

- Betriebsphase mit unversetzten Kammern, Temperatur: 25 bis $50\text{ }^\circ\text{C}$, relative Feuchte: 35 %
- Betriebsphase mit versetzten Kammern, Temperatur: 25 bis $50\text{ }^\circ\text{C}$, relative Feuchte: 85 %
- Nachbetriebsphase mit versetzten Kammern, Temperatur: $50\text{ }^\circ\text{C}$, relative Feuchte: 100 %.

Als Ergebnis liegen die Gasbildungsdaten für die Abfallgebände in Abhängigkeit von den dargestellten Randbedingungen vor. Für ein angenommenes Szenarium der Einlagerung von Abfallgebänden wurde die Gasbildung im gesamten Endlager in Abhängigkeit von der Zeit ermittelt.

Mengengerüst der radioaktiven Abfälle für ein repräsentatives Jahr der Einlagerung in der Schachanlage Konrad

Ch. Bard, W. Noack

Für die Endlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in der geplanten Schachanlage Konrad sind für detaillierte Betrachtungen Angaben zu den Abfällen erforderlich, die als repräsentativ für ein Betriebsjahr anzusehen sind.

Zur Erarbeitung des Mengengerüsts für ein repräsentatives Jahr wurde die Abfalldatenbasis des BfS verwendet, die modellhaft die kategorisierten radioaktiven Abfälle und ihr voraussichtliches Aufkommen für die einzelnen Abfallverursachergruppen beschreibt. Hinsichtlich der

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Wissenschaftliche Kurzberichte

anfallenden Abfallmengen waren insbesondere für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente, dem Betrieb der Kernkraftwerke und der Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen Annahmen zur Entwicklung im vorgesehenen Betriebszeitraum des Endlagers Konrad zu treffen. Für Abfallgebinde mit einem geringen Aufkommen wurde ein Abschneidekriterium eingeführt. In bezug auf die Endlagerauslegung wurden als Vorgaben die Betriebszeit, das endlagerbare Gesamtvolumen der radioaktiven Abfälle, die Einlagerungstage pro Jahr und die pro Schicht einlagerbare Anzahl von Transporteinheiten berücksichtigt.

Als Ergebnis liegen die in einem repräsentativen Betriebsjahr einzulagernden Mengen radioaktiver Abfälle aufgeschlüsselt auf die Abfallverursacherguppen und die Abfallbehälter vor.

Erhebung radioaktiver Abfälle für das Jahr 1991

A. Hollmann

Das BfS führt im Auftrag des BMU jährlich eine Erhebung radioaktiver Abfälle bei den Abfallverursachern durch.

Die Abfrage beinhaltet den Bestand an Reststoffen und Rohabfällen, den Anfall und Bestand an konditionierten Abfällen und eine Prognose für den Anfall im folgenden Jahr. In den neuen Bundesländern wurde eine Schätzung des Anfalls für die nächsten 10 Jahre durchgeführt, die insbesondere die Volumina von Stilllegungsabfällen berücksichtigt.

Im Jahre 1991 sind in Deutschland ca. 5100 m³ konditionierte Abfälle angefallen. Der Bestand an Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die an ein Endlager abgegeben werden könnten, beträgt ca. 55.000 m³. Die An-

Abfallart	Abfall mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in m ³	Wärmeentwickelnder Abfall in m ³
Anfall 1991	5100	36
Bestand Ende 1991	55000	610
Schätzung für 1992	7200	33
Prognose für Ende des Jahres 2000 (oberer Wert)	190000	3300

Tabelle 42
Übersicht über die Volumina radioaktiver Abfälle.

Abfall-erhebung	Reststoffe und Rohabfälle ¹⁾ in m ³	Konditionierter Abfall in m ³			
		nicht wärmeentwickelnd		wärmeentwickelnd	
		Bestand am Jahresende	Anfall	Bestand am Jahresende	Anfall
1984	6350	24930	4146	184	19
1985	5416	29347	4593	213	29
1986	5039	33606	4596	249	36
1987	7662	37504	4225	416	46
1988	10694	40248	3449	463	37
1989	11671	43940	3719	480	28
1990 ²⁾	14875	49997	6678 ⁴⁾	573	93
1991	18076 ³⁾	54930	5098 ⁵⁾	607	36

Tabelle 43
Vergleich der Abfallmengen für die Jahre 1984 bis 1991.
¹⁾ Ohne Abklingabfall und ohne wärmeentwickelnden Abfall.
²⁾ Ab 1990 für alte und neue Bundesländer.
³⁾ Ab 1991 mit KfK-Anteil.
⁴⁾ Hiervon wurden 708 Kubikmeter im ERAM endgelagert.
⁵⁾ Hiervon wurden 49 Kubikmeter im ERAM endgelagert.

gaben für konditionierten radioaktiven Abfall beziehen sich auf das Gebindevolumen. Die Zwischenlager der Abfallverursacher für konditionierte Abfälle sind insgesamt zu ca. 43 % mit konditionierten Abfällen belegt, unter Berücksichtigung der noch nicht konditionierten Abfälle zu annähernd 50 %.

Eine Übersicht über die Volumina konditionierter radioaktiver Abfälle (gerundet) wird in *Tabelle 42* gegeben.

Eine Bestandsaufnahme für radioaktive Abfälle wird in den alten Bundesländern seit 1984 durchgeführt, ab 1990 erfolgte die Mengenermittlung erstmalig unter Einbeziehung der neuen Bundesländer.

Die seit dem Jahre 1984 angefallenen Volumina sind in *Tabelle 43* dargestellt.

Tabelle 44 zeigt die behälterspezifische Aufteilung des Bestandes an konditionierten radioaktiven Abfällen Ende 1990 und 1991. Als Container sind überwie-

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Wissenschaftliche Kurzberichte

Verpackung der konditionierten radioaktiven Abfälle	Bestand am 31. 12. 1990 in Stück	Bestand am 31. 12. 1991 in Stück
200-l-Faß	41706	43928 ¹⁾
200-l-Faß, wärmeentwickelnd	2123	551 ²⁾
400-l-Faß	2799	2249
Betonbehälter Typ I	7509	7520
Betonbehälter Typ II	1367	1554
Gußbehälter Typ I	65	65
Gußbehälter Typ II	1188	1304
Gußbehälter Typ III	548	588
Container Typ II	2	51
Container Typ III	36	58
Container Typ IV	3109	3480
Container Typ V	69	124
Container Typ VI	23	22

Tabelle 44
Behälterspezifische Aufteilung vorhandener Abfallgebinde.
Vergleich 1990 / 1991.
1) Alte Bundesländer.
2) Neue Bundesländer.

gend Stahl- und Betoncontainer Typ IV verwendet worden.

Die Aufstellung verdeutlicht, daß die Mehrzahl der Gebinde aus 200-l-Fässern besteht, d.h., es wurde noch keine endlagergerechte Konditionierung durchgeführt.

Versatzmaterial Salzhalde Teil 2 und 3

Auftragnehmer: GSF - Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit

Projektleitung BIS: M. Ranft

Im Rahmen des Abschlusses des Betriebes des geplanten Endlagers für radioaktive Abfälle in Gorleben werden Ver-

satzmaßnahmen in erheblichem Umfang erforderlich sein. Es ist daher notwendig, die grundsätzliche Eignung von Versatzmaterialien zu untersuchen.

Durch die von der GSF durchgeführten Untersuchungen sollten die in einer Salzhalde ablaufenden Prozesse qualitativ und quantitativ erfaßt und die Veränderungen des Haufwerks untersucht werden. Aufbauend auf den Ergebnissen des Teils 1, der eine Literaturrecherche und die Beschreibung der zu erwartenden Lösungs- und Zersetzungsvorgänge bzw. Mineralumbildungen umfaßte, wurde unter Berücksichtigung der meteorologischen Standortdaten und der voraussichtlichen Zusammensetzung und Beschaffenheit des Haldenmaterials im Teil 2 der Studie eine für weitere Untersuchungen geeignete Halde ausgewählt.

Im Zuge der weiteren Bearbeitung (Teil 3) der Studie wurden von der GSF umfangreiche und detaillierte topographische, mineralogische und geochemische Untersuchungen an der ausgewählten

Salzhalde der Hannoverschen Kaliwerke bei Klein Oedesse durchgeführt.

Aufbauend auf rechnergestützt erstellten topographischen Karten sowie einem dreidimensionalen Bild der Haldenoberfläche (*Abbildung 64*) wurde das Volumen der Halde von 5280 m³ ermittelt. Zur Gewinnung von Proben für die geochemisch-mineralogischen Untersuchungen wurde ein Haldenschnitt sowie mehrere Gefügeflächen (*Abbildung 65*) hergestellt.

Zur Bestimmung gesteinsphysikalischer Parameter im Inneren der Halde wurden Bohrungen niedergebracht und mittels der Gamma-Gamma-Methode geophysikalisch vermessen. Die durchschnittliche Porosität der Halde beträgt, werden die Lösungskanäle nicht mit berücksichtigt, 22 Vol.-%.

Bestimmung des Stoffbestandes durch ICP-OES und Röntgendiffraktometrie. Der durchschnittliche chemische Stoffbestand der getrockneten Haldenproben wurde nach verschiedenen Methoden mit

35,7 Gew.-%	Natrium,
2,43 Gew.-%	Kalzium,
0,04 Gew.-%	Kalium,
0,03 Gew.-%	Magnesium,
5,72 Gew.-%	Sulfat,
0,80 Gew.-%	Wasser sowie
0,19 Gew.-%	HCl-unlöslichem Rückstand

bestimmt. Insgesamt läßt sich damit das Haldenmaterial chemisch als ein Gemenge von NaCl und CaSO₄ mit stark schwankenden CaSO₄-Gehalten sowie zufällig verteilten Spuren von Begleitstoffen charakterisieren.

Die Wassergehaltsbestimmungen ergaben für die Gesamthalde Durchschnittsgehalte von 1,11 Gew.-% H₂O. Davon entfallen 0,64 Gew.-% auf Gipskristallwasser und 0,47 Gew.-% auf Haftwasser.

Mittels Auf- und Durchlichtmikroskopie sowie röntgenographischer Phasenanalyse wurde die mineralogische Zusammensetzung des Haldenmaterials untersucht. Die Untersuchungen ergaben fol-

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport
Wissenschaftliche Kurzberichte

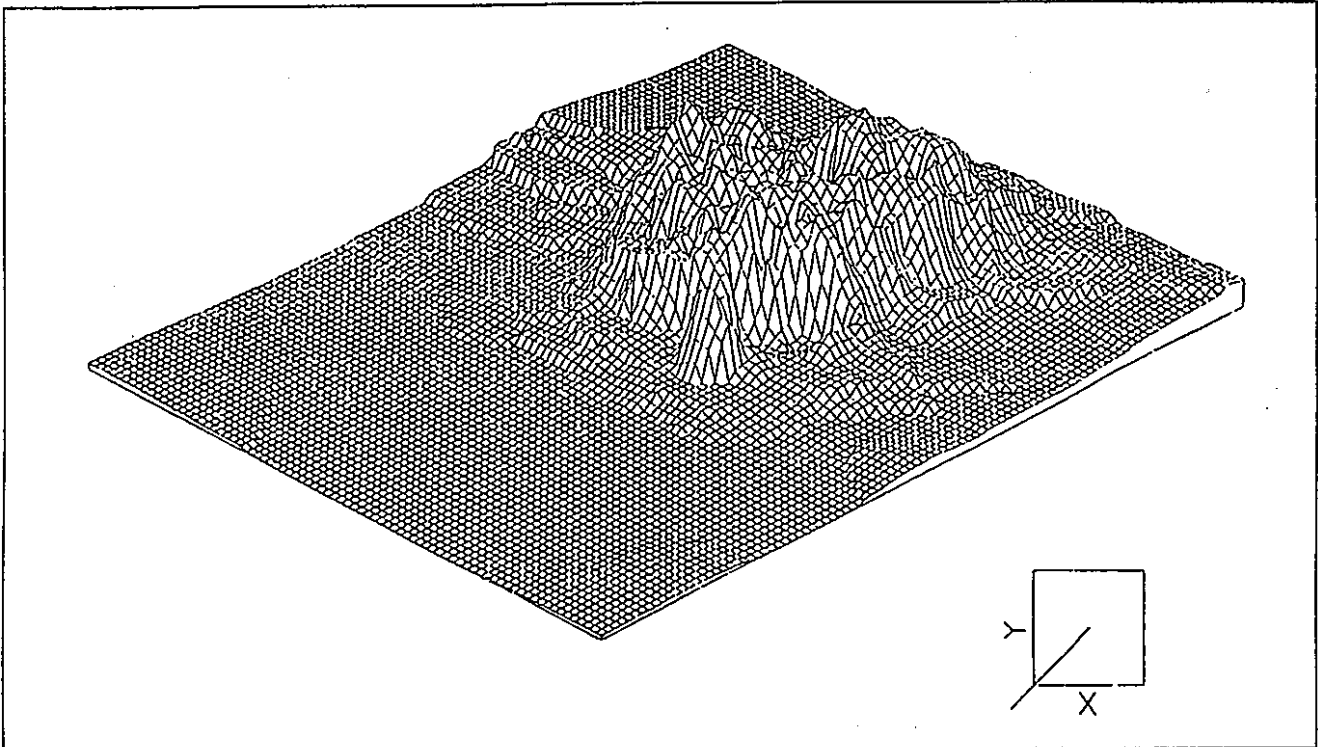


Abbildung 64
 Überhöhte dreidimensionale Abbildung der Salzhalde Klein Oedesse aus SW.

gende durchschnittliche mineralogische Zusammensetzung für die Halde ohne Berücksichtigung der Schlottenfüllungen:

- Halit: 91,7 Gew.-%,
- Anhydrit: 5,0 Gew.-%,
- Gips: 3,1 Gew.-%,
- Sonstige: 0,2 Gew.-%.

Im Ergebnis der Untersuchungen an der Halde Klein Oedesse konnten alle qualitativen Aussagen des Teils 1 der Studie bestätigt werden.

Wesentliches zusätzliches Ergebnis ist der unerwartet niedrige, im wesentlichen aus zwei Ursachen resultierende Gesamtwassergehalt von 1,11 Gew.-%. Zum einen wurden nur 39 % des ursprünglich vorhandenen Anhydrits in Gips umgewandelt und damit ist der Gipskristallwassergehalt der Halde niedriger als im Teil 1 angenommen. Zum anderen ist auch der Haftwassergehalt mit 0,47 Gew.-% sehr gering, was hauptsächlich auf eine gute Drainage der an-

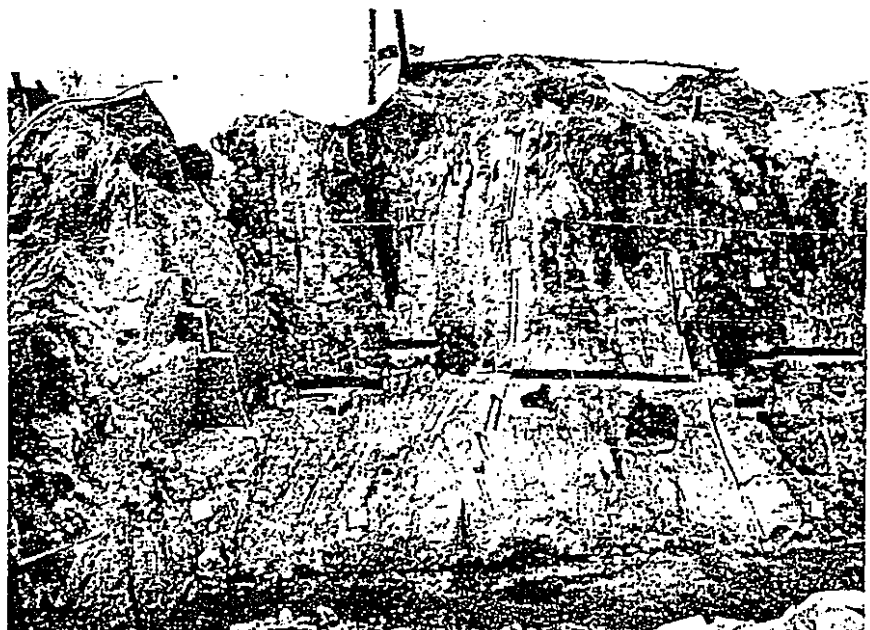


Abbildung 65
 Haldenschnitt und Gefügefäche der Salzhalde Klein Oedesse.

Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport

Wissenschaftliche Kurzberichte

fallenden Wassermengen zurückzuführen sein dürfte.

Im Ergebnis der Erarbeitung der theoretischen Grundlagen von Veränderungen einer Salzhalde im Teil 1 der Studie sowie auf der Basis der Überprüfung durch die Untersuchung einer Salzhalde in Teil 3 der Studie konnte die Eignung von Halde material als Versatz für das Endlagerbergwerk Gorleben nachgewiesen werden.

Lösungen in marinen Evaporiten

Auftragnehmer: Prof. Dr. A. G. Herrmann, Institut für Mineralische Rohstoffe, Fachbereich Salzlagerstätten und

Untergrund-Deponien, Technische Universität Clausthal

Projektleitung BfS: G. Stier-Friedland

Das Vorkommen von Salzlösungen in Bergwerken in Salzgesteinen kann eine potentielle Gefahr für deren Betriebssicherheit darstellen. Bei Endlagerbergwerken kommt der zusätzliche Aspekt der Langzeitsicherheit hinzu.

Ziel der Untersuchungen war, neben der Auswertung und Darstellung der wissenschaftlichen Literatur über die verschiedenen Arten von Salzlösungsvorkommen in den Zechsteinevaporiten Deutschlands, die experimentelle Untersuchung kleiner Vorkommen von Salzlösungen (fluid inclusions) im Salzstock Gorleben.

Bei den bisher untersuchten fluid inclusions in Mineralen aus dem Salzstock Gorleben hat sich gezeigt, daß die aus dem Bereich des Salzspiegels (aus 313 m bis 319 m Teufe; etwa 60 m unter dem Salzspiegel) stammenden Lösungsein-

schlüsse im umgewandelten Kalisalzflöz Staßfurt eindeutig das Ergebnis von Metamorphoseprozessen sind, die mit der Subrosion des Salzspiegels zusammenhängen. Die aus 860 m, 1012 m und 1320 m Teufe des Leine-Steinsalzes analysierten Einschlußlösungen resultieren aus Mineralumwandlungen und Stofftransporten, die offensichtlich noch im Zechsteinbecken stattgefunden haben.

Es kam während der Halokinese und Salztektonek zwar zu einer mechanischen Beanspruchung des Salzkörpers Gorleben. Eine nachträgliche stoffliche Veränderung durch ungesättigte wäßrige Lösungen hat nach heutigen Erkenntnissen in großen Teilen der Steinsalzschieften nicht stattgefunden.

Die im Salzstock Gorleben bei den Bohrungen 1002, 1003, 1004, 1005 ausgetretenen Gebirgslösungen sind Reste von Metamorphoselösungen. Die gesättigten salinaren Lösungen weisen hohe Anteile an $MgCl_2$ und Brom auf.

KfK-INE

HAWC-WAK technology program

Final report, Rev. 0

KfK Dr. Roth &'

(1994. 1. 25. 發送受取)

RESULTS OF THE HAWC-WAK TECHNOLOGY PROGRAM 1990-1993

Draft

Work performed for Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe under
Contract No. WO787444

G. Roth
W. Tobie
K. H. Weiß
H. Schleich
H. Seiffert
D. Hentschel
J. Knobloch
J. Bickle
H. Braun
H. Völler
E. Fetzner

November 1993

Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK)
Institut für Nukleare Entsorgungstechnik (INE)

付録 A. K f K / P N C 協力協定の経緯

A.1 K f K / P N C 協力協定調印・協定修正の概要

- 1981年 2月13日 高レベル廃棄物管理の分野における P N C / K f K 協力協定調印
高レベル廃棄物管理の研究分野において情報の交換及び協力を下記の分野について行うものである。
- (1) 高レベル液体廃棄物の固化処理
 - (2) 高レベル固化廃棄物の特性評価
 - (3) 高レベル廃棄物管理システムにおける遠隔操作
- 1982年11月8日 第1回協定修正
技術および科学協力範囲を下記の分野について追加拡大する修正
- (4) 再処理工場における廃棄物管理
 - (5) 再処理工場における操作管理システム
 - (6) 再処理工場におけるメンテナンス技術
 - (7) 新型燃料の再処理
- 1986年 2月 第2回協定修正
協定期間を5年間延長し1991年 2月までとする修正。
- 1987年 9月23日 第3回協定修正
技術および科学協力範囲の拡大に伴う協力修正。
従来協力範囲に、さらに下記項目を追加。
- (8) PAMELA 施設の運転ノウハウ
- また、下記に結論を示す、協定期間延長に関する検討も行われた。
協定満期は1991年 2月12日であり、両機関とも5年間の協定の延長を希望。
- 1991年 2月12日 第4回協定修正
協定を同条件において、1996年 2月12日まで延長する修正。

A.2 K f K/PNC協力協定に基づく高レベル廃棄物管理会議

1981年 7月	第1回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 PNC側参加者 角田直己 稲田栄一 岡本弘信	於K f K
1982年 7月	第2回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 K f K側参加者 Krase, Weisenburger, Grünewald	於PNC
1983年 6月	第3回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 PNC側参加者 樫原英千世 岡本弘信	於K f K
1984年10月	第4回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 K f K側参加者 Weisenburger, Grünewald, Weiss	於PNC
1985年10月	第5回K f K/PNC固化技術専門家会議 PNC側参加者 樫原英千世 橋本憲隆 虎田真一郎 米谷雅之	於K f K
1986年10月	第6回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 K f K側参加者 Weisenburger, Grünewald, Roth, Petinghause	於PNC
1987年11月	第7回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 PNC側参加者 朝倉祥郎 佐々木憲明 石川博久 五十嵐寛 鳥飼誠之	於K f K
1988年11月	第8回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 K f K側参加者 Luekscheiter, Weisenburger, Grünewald, Roth, Petinghause, Weiss	於PNC
1989年10月	第9回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 PNC側参加者 齊藤信一 高橋武士 吉岡正弘 五十嵐寛	於K f K
1990年11月	第10回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 K f K側参加者 Weisenburger, Grünewald, Roth, Petinghause	於PNC
1992年11月	第11回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 PNC側参加者 安藤康正 虎田真一郎 河村和廣	於K f K
1993年12月	第12回K f K/PNC高レベル廃棄物管理会議 K f K側参加者 Weisenburger, Grünewald, Roth, Tobie	於PNC

A.3 高レベル廃棄物管理専門家交換

氏 名	現在の所属	交換所属先	期 間
虎田真一郎	PNC 本社	KfK	1981年 9月～1981年11月
Grünwald	KfK	PNC	1982年
財津和久	PNC 本社	KfK	1983年 4月～1983年 7月
Weiss	KfK	PNC	1984年
狩野元信	PNC 東海	KfK, PAMELA	1985年 1月～1985年 5月
米谷雅之	科技厅	KfK	1985年11月～1986年 2月
Kelm	KfK	PNC	1986年 5月～1986年 9月
宮原要	PNC 本社	KfK	1987年 4月～1987年 6月
正木敏夫	PNC 東海	KfK	1988年 2月～1988年 6月
Tobie	KfK	PNC	1989年
遠藤昇	PNC 東海	PAMELA	1988年 2月～1989年 2月
上野勤	PNC 東海	PAMELA	1989年 9月～1990年 9月
池上靖志	PNC 東海	PAMELA	1990年 5月～1990年 7月
坂田弘美	PNC 東海	PAMELA	1991年 1月～1991年 8月
菊池栄	PNC 東海	PAMELA	1991年 7月～1991年10月

A.4 K f K / PNC 協力協定に関わる報告書

角田直己, 岡本弘信, 稲田栄一, 「海外出張報告書 1. 第1回PNC-K f K高レベル廃棄物管理会議 2. 高レベル廃液固化の化学及びプロセス工学に関する国際セミナー」, PNC N860-81-05, 1981年, 7月

虎田真一郎, 「海外出張報告書 高レベル廃棄物管理に関するPNC-K f K協力協定に基づく専門家交換-K f K訪問」, PNC N860-82-02, 1982年3月

財津知久, 「海外出張報告 西ドイツにおける高レベル廃液固化処理技術開発の調査 高レベル廃棄物管理に関するPNC-K f K協力協定に基づく専門家交換」, PNC ZN860-83-07, 1983年10月

樫原英千世, 岡本弘信, 「海外出張報告 第3回PNC/K f K高レベル廃棄物管理会議(西独カールスルーエ原子力研究所及び西独再処理会社モルに於て1983年7月5日～11日)」, PNC SN860-83-09, 1983年10月

樫原英千世, 米谷雅之, 橋本憲隆, 虎田真一郎, 「海外出張報告書 第5回PNC/K f K固化技術専門家会議及びガラス固化関連施設の訪問 遠隔保守技術開発の調査及び技術協力打合せ(1985年10月19日～11月3日)」, PNC SN860 85-13, 1985年11月

堀江水明, 佐々木憲明, 石川博久, 荻原実, 虎田真一郎, 「第6回PNC/K f K高レベル廃棄物管理会議(1986年10月3日～9日, 動燃本社及び東海事業所にて開催)」, PNC SN8430-86-16, 1986年10月

朝倉祥郎, 佐々木憲明, 石川博久, 五十嵐寛, 「海外出張報告 -第7回PNC/K f K高レベル廃棄物管理会議および関連施設訪問-」, PNC SN8600 88-001, 1987年11月

宮原要, 「海外出張報告書 高レベル廃棄物管理に関するPNC/KfK協力協定に基づく専門家交換(IV)」, PNC SN8600 88-002, 1988年2月

五十嵐寛, 「海外出張報告書 -PAMELAガラス溶融炉交換への参加-」, PNC SN8600 88-007, 1988年6月

角田直己, 堀江水明, 高橋武士, 緒方義徳, 虎田真一郎, 「第8回 PNC/KfK高レベル廃棄物管理会議(1988年11月7日~11日, 動燃東海事業所および本社にて開催)」, PNC SN8430-89-001, 1988年11月

角田直己, 堀江水明, 高橋武士, 緒方義徳, 虎田真一郎, 「第8回 PNC/KfK高レベル廃棄物管理会議 -別冊資料集-」, PNC SN8430-89-002, 1988年11月

遠藤昇, 「海外出張報告書 PAMELAプラントへの運転参加」, PNC ZN8600 90-002(1), 1989年11月

遠藤昇, 「海外出張報告書 PAMELAプラントへの運転参加 別冊・・・資料編」, PNC ZN8600 90-002(2), 1989年11月

斉藤信一, 高橋武士, 吉岡正弘, 五十嵐寛, 「海外出張報告 第9回PNC/KfK高レベル廃棄物管理会議への参加およびセラフィールド廃棄物施設訪問(会議は1989年10月9~11日, 西独カールスルーエ原子力センターで開催) -高放射性廃液固化研究報告-」, PNC SN8600 90-010, 1990年9月

斉藤信一, 高橋武士, 吉岡正弘, 五十嵐寛, 「海外出張報告 第9回PNC/KfK高レベル廃棄物管理会議発表資料集(1989年10月9~11日 西独, カールスルーエ原子力センターで開催) -高放射性廃液固化研究報告-」, PNC SN8600 90-011, 1990年7月

坪谷隆夫, 高橋武士, 吉岡正弘, 五十嵐寛, 青野忠純, 江本秀夫, 鮎田文夫, 遠藤昇,
正木敏夫, 加藤功, 菖蒲康夫, 池上靖志, 「第10回 PNC/K f K高レベル廃棄物管
理会議」, PNC PN8100 91-029, 1991年4月

坪谷隆夫, 高橋武士, 吉岡正弘, 五十嵐寛, 青野忠純, 江本秀夫, 鮎田文夫, 遠藤昇,
正木敏夫, 加藤功, 菖蒲康夫, 池上靖志, 「第10回 PNC/K f K高レベル廃棄物管
理会議 (1990年11月18日~22日, 動燃東海事業所および東京にて開催)」, PNC PN8100
91-030, 1991年4月

安藤康正, 虎田真一郎, 河村和廣, 「海外出張報告 第11回K f K/PNC高レベル廃
棄物管理会議 (会議は1992年11月23日~27日, ドイツ, カールスルーエ原子力センター
及び ベルギー, PAMELAガラス固化施設で開催)」, PNC PN8600 93-003,
1993年2月