

Avfallsströmmar i upparbetningsprocessen

**Birgitta Andersson
Ann-Margret Ericsson**

Kemakta mars 1978

AVFALLSSTRÖMMAR I UPPARBETNINGSPROCESSEN

Birgitta Andersson
Ann-Margret Ericsson
Kemakta mars 1978

Denna rapport utgör redovisning av ett arbete som utförts på uppdrag av KBS. Slutsatser och värderingar i rapporten är författarens och behöver inte nödvändigtvis sammanfalla med uppdragsgivarens.

I slutet av rapporten har bifogats en förteckning över av KBS hittills publicerade tekniska rapporter i denna serie.

AVFALLSSTRÖMMAR I UPPARBETNINGSPROCESSEN

Utredning utförd på uppdrag av KBS.

Birgitta Andersson
Ann-Margret Ericsson
KEMAKTA Konsult AB
Mars 1978

WASTE STREAMS FROM REPROCESSING OPERATIONS

by Birgitta Andersson and
Ann-Margret Ericsson

The three main products from reprocessing operations are uranium, plutonium and vitrified high-level-waste. The purpose of this report is to identify and quantify additional waste streams containing radioactive isotopes. Special emphasis is laid on Sr, Cs and the actinides.

How the fission-products (FP) U, Pu and other actinides (Am, Cm, Np) are divided between these three product streams is illustrated in the following table.

	FP	U	Pu	Other act.
HLW	99 %	0.1 %	0.5 %	> 99 %
Pu	< 0.01 %	< 1 %	99 %	< 0.01 %
U	< 0.01 %	99 %	0.01 %	< 0.01 %

The main part, more than 99 % of both the fission-products and the transuranic elements are contained in the HLW-stream. Small quantities sometimes contaminate the U- and Pu-streams and the rest is found in the medium-level-waste according to the table below.

	FP	U	Pu	Other act.
Hulls and hardware in bitumen	0.05 %	0.05 %	0.05 %	< 0.01 %
Saltcakes in concrete or bitumen	0.01 %	0.2 %	0.2 %	0.01 %
Filters etc. in concrete or bitumen	<1 %	0.5 %	0.5 %	< 0.01 %

Avfallsströmmar i uppberetningsprocessen.

Utredning utförd på uppdrag av KBS.

Birgitta Andersson
Ann-Margret Ericsson
KEMAKTA Konsult AB
Mars 1978

Innehållsförteckning.

	Sid.
1. Inledning och resultatsammanfattning.	1
2. Upparbetningsanläggning.	3
3. Upparbetningsavfall.	4
3.1 Klassificeringsgrunder.	4
3.2 Avfallsklasser.	6
3.3 Behandling av avfallsklasserna.	8
4. Kapning.	9
4.1 Beskrivning.	9
5. Upplösning.	10
5.1 Beskrivning.	10
6. Klarning.	11
6.1 Beskrivning.	11
7. Extraktion.	12
7.1 Beskrivning.	12
8. Tanklagring.	14
8.1 Beskrivning.	14
9. Förberedelser till ingjutning av avfall i glas.	15
9.1 Beskrivning.	15
10. Kalcinering och insmältning i glas.	16
10.1 Beskrivning.	16

11.	Avfallshanteringsanläggningar.	17
11.1	Flyktiga materialströmmar.	17
11.2	Vätskeströmmar.	18
11.2.1	Lågaktivt avfall.	18
11.2.2	Medelaktivt avfall.	18
11.3	Fast avfall.	19
11.3.1	Högaktivt fast avfall.	19
11.3.2	Medelaktivt fast avfall.	19
11.3.3	Lågaktivt fast avfall.	19
12.	Övriga utgående strömmar.	21
	Referenser	22

1. Inledning och resultatsammanfattning.

Vid upparbetning av utbränt bränsle är de tre huvudprodukterna uran, plutonium och förglasat avfall. Denna rapport söker kartlägga och kvantifiera de avfallsströmmar som dessutom förekommer. Särskilt har Sr, Cs och aktiniderna beaktats.

Upparbetningsanläggningens huvudströmmar, högaktiva avfallsströmmen, plutonium- och uranströmmen innebär en uppdelning av fissionsprodukter och övriga aktinider från uran och plutonium enligt fig. 1.1.

	FP	U	Pu	Övr. akt. ^{x)}
HLW	99 %	0.1 %	0.5 %	> 99 %
Pu	< 0.01 %	< 1 %	99 %	< 0.01 %
U	< 0.01 %	99 %	0.01 %	< 0.01 %

x) "Övriga aktinider består av Am, Cm, Np.

Fig. 1.1 Fördelning av bränsleinnehållet i de olika huvudströmmarna.

Som framgår av ovanstående tabell återfinns huvuddelen av fissionsprodukterna och transuranerna (99 % eller mer) i det högaktiva avfallet. Återvinningen av uran och plutonium är relativt fullständig.

Av den återstående mängden fissionsprodukter har man i vissa fall hittat små mängder i plutonium- och uran-strömmarna. Den största delen av det som ej hamnar i HLW-strömmen återfinns dock i andra avfallstyper enligt nedan.

	FP	U	Pu	Övr. akt.
Högaktivt kapslings- skrot i asfalt	0.05 %	0.05 %	0.05 %	< 0.01 %
Saltkakor i betong eller asfalt (MLW)	0.01 %	0.2 %	0.2 %	0.01 %
Filtermassor o dyl i Betong eller asfalt (MLW)	<1	0.5	0.5	<0.01 %

Fig. 1.2 Fördelning av aktivt material i sekundära avfallsströmmar.
(% av totalt bränsleinnehåll)

2. Upparbetningsanläggning.

I upparbetningsanläggningen sker en separering av materialet i det utbrända bränslet så att de värdefulla delarna uran och plutonium skiljs från avfallet. Bränslet som anländer till anläggningen innehåller ungefär 96 % uran, 1 % plutonium och 3 % fissionsprodukter. Dessutom tillkommer kapslingsmaterial, ungefär 0,3 ton/ ton U. Separeringen kan indelas i tre huvudsteg:

- A bränsle - kapsling
- B U, Pu - fissionsprodukter
- C U - Pu

I separeringen A löses bränslet upp i kokande koncentrerad salpetersyra. Kapslingen förblir i fast form och överförs till en behandlingsanläggning för fast material. I steg B extraheras bränslelösningen med organiskt lösningsmedel och uran och plutonium övergår till organfasen. I separerasteg C reduceras plutoniet och blir därmed vattenlösligt. Uranet påverkas ej och stannar kvar i organfasen. Uranet och plutoniet genomgår sedan var för sig reningssteg. Vattenlösningen med fissionsprodukter lagras under ca 5 år i rostfria tankar och går sedan vidare till solidifieringsdelen i upparbetningsanläggningen. Där indunstas lösningen till torrhet, den glödgas (= oxideras) och smälts samman med glasbildare så att ungefär 9 % av glaset utgör fissionsprodukter. Flödesschema över upparbetningsprocessen finns redovisat i bilaga 1.

3. Upparbetningsavfall.

Under de olika behandlingsstegen frigörs gaser och andra flyktiga ämnen från bränsleströmmarna. Tvättvätskor, rengöringsvätskor och andra restlösningar måste tas omhand för rening.

För att kunna genomföra reningstegen på ett tillfredsställande sätt indelas olika avfallsströmmar efter nuklidsammansättning, koncentration m m.

3.1 Klassificeringsgrunder.

De olika avfallsströmmar som genereras vid upparbetningen skiljer sig vad beträffar fysikaliska egenskaper, specifik aktivitet och värmeutveckling samt vad beträffar erforderliga avklingningstider.

Alla de tre vanliga aggregationstillstånden (fast, flytande och gasformigt) finns representerade bland avfallsströmmarna.

Det fasta avfallet kan indelas i metalliskt avfall (kapslingsskrot från bränslet, förbrukade anläggningskomponenter etc), övrigt icke brännbart avfall (t ex absolutfilter från olika ventilations- och avgassystem) och brännbart avfall (t ex förbrukat laboratoriemateriel såsom pappershanddukar, plasthandskar m m). Huvuddelen av det fasta avfallet har låg specifik aktivitet men bl a kapslingsskrotet ger så pass höga dosrater att hanteringen måste ske bakom strålskärning. På grund av kontaminering med α -aktivitet kan även en del lågaktiva avfall kräva långvarig isolering från biosfären. Detta gäller främst jonbytare, geler etc från processen. Jonbytarmassorna från lagringsbassängerna och absolutfiltren från en del av ventilationssystemen innehåller huvudsakligen relativt kortlivad aktivitet (^{60}Co och ^{95}Zr resp ^{103}Ru och ^{106}Ru) och kräver därför isolering endast under begränsad tid (≤ 100 år).

De flytande avfallen brukar indelas i tre aktivitetskategorier:

- Högaktivt avfall (HLW)
- Medelaktivt avfall (MLW)
- Lågaktivt avfall (LLW)

Indelningen är gjord med tanke på de krav som ställs på hantering och lagring av de olika avfallsströmmarna. Således kräver det högaaktiva avfallet både kylning och skärmning medan det medelaktiva inte kräver kylning och det lågaaktiva kräver varken skärmning eller kylning.

Det gasformiga avfallet (huvudsakligen ^{85}Kr) släpps f n ut till atmosfären. Teknik för avskiljning finns emellertid demonstrerad i halvstor skala och kan således appliceras i framtiden om man finner det vara nödvändigt p g a t ex kollektivdosinteckningen. Eftersom det gasformiga avfallet är relativt kortlivat (halveringstiden för ^{85}Kr är 10.8 år) krävs inga långa förvaringstider för avklingningen.

En särställning intar det organiska avfallet som främst utgörs av kasserat extraktionsmedel och till en mindre del av dekontamineringslösningar. Det organiska avfallet är att betrakta som medelaktivt och kan innehålla signifikanta mängder α -aktivitet.

De avfallstyper som genereras i en uppberetningsanläggning sammanfattas i fig 1 nedan.

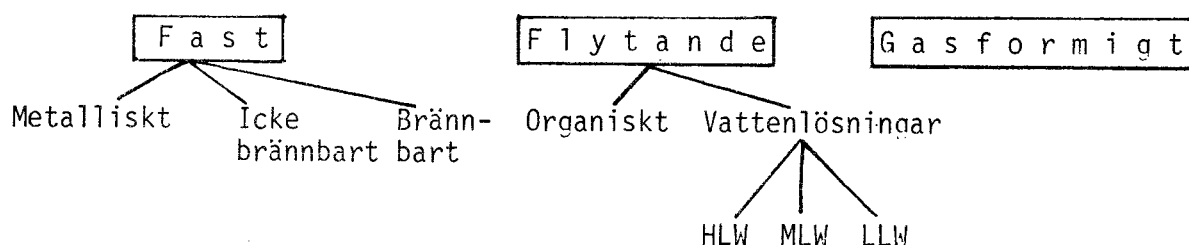


Fig 1: Rimlig segregering av avfallsströmmar i en uppberetningsanläggning

3.2 Avfallsklasser.

HLW- har en aktivitetsnivå på $1 \cdot 10^5 - 3 \cdot 10^6$ Ci/m³ (1, 2) där alla tre strålningstyperna förekommer. I det högaktiva avfallet ingår vattenlösningen från första extraktionscykeln. Denna innehåller 99 % av fissionsprodukten och transuranerna. Dessutom återfinns 0.1 % av uranet, 0.5 % av plutoniet (3) samt fasta rester från steget före klarningen i HLW-strömmen. De fasta resterna består främst av olösliga fissionsprodukter och plutonium. I HLW-strömmen kan även ingå koncentrat från indunstning av lågaktiva lösningar i den mån dessa koncentrat ej blandas in i det medelaktiva avfallet (1, 4). Värmeutvecklingen domineras av fissionsprodukterna och dess sönderfall, ca 85 % när bränslet är relativt ungt 1 - 2 år. Hos 10 år gammalt bränsle utgör aktinidernas sönderfallsvärme hälften av totala värmeutvecklingen. Detta beror huvudsakligen på att fissionsprodukternas värmefrigörelse har minskat.

Frigjord värme (4): efter 1 år 8 kW/ton U
 efter 10 år 1 kW/ton U.

MLW- har en aktivitetsnivå på 0.1 - 1000 Ci/m³ (1). Avfallet innehåller flyktiga ämnen såsom jod och aerosoler (Ru, Rh, Zr, Ng) som tvättats ut i avgassystemet. Dessutom ingår vätskor från lösningsmedelstvätt, tvättlösningar från skrubbers samt regenereringsvätskor från regenererbara filter och geler. Sodalösningen från lösningsmedelsrengöringen kan innehålla uran och plutonium samt små mängder fissionsprodukter. Från salpetersyraåtervinningen erhålles en restström innehållande 0.9 % av uran och plutonium. Denna avfallstyp kräver ingen kylning.

LLW- har en aktivitetsnivå på ≤ 0.1 Ci/m³ (1). Kondensat från indunstare, avgasanläggning och andra ventilationssystem s k sekundäravfall utgör det lågaktiva avfallet. Vattenlösningar från U- och Pu-rening behandlas också som lågaktivt avfall. Aktiviteten i avfallet härstammar främst från de små mängder ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁰⁶Ru, ³H samt i vissa fall U, Pu och ⁶⁰Co som följt med tvättlösningar o dyl.

Tritium återfinns i detta avfall huvudsakligen som tritierat vatten.

SW- den viktigaste delen består av kapslingskrot från kapning och upplösning. Det fasta materialet har en aktivitetsnivå av $1 \cdot 10^4$ Ci/ton U (6). Den största delen av aktiviteten härör från aktiveringsprodukter i kapsling och bränslets konstruktiva delar (främst ^{60}Co och ^{63}Ni) (4). I kapslingen ingår även 15 % av totala ^3H -mängden och 50 % av ^{14}C -mängden. En del bränslerester kan följa med kapslingsavfallet, < 0.05 % av totalmängd bränsle (4). Av totalaktiviteten i kapslingskrotet kommer < 10 % från bränsleresterna (4). Förutom kapslingskrotet förekommer fast avfall i form av grovfilter, absolutfilter, jodfilter, jonbytarmassor och rutheniumgeler som inte går att regenerera, övrig förbrukad utrustning och materiel samt aska från förbränning av brännbart avfall. Dessa fasta material kan innehålla hela kartan av fissionsprodukter och transuraner och måste därför förvaras i täta behållare (främst p g a transuranerna) (4). Absolutfiltren uppges innehålla ca 0.5 % av uran och plutonium (8).

GW- består av de gasformiga nukliderna ^{85}Kr , $^3\text{H}_2$ och $^{14}\text{CO}_2$. Dessa släpps för närvarande ut genom skorstenen.

OW- lösningsmedel som inte längre går att rena och som blivit nedbrutet i extraktionscyklerna.

Förutom ovan redovisade beteckningar förekommer följande underrubriker:

- HLLW - vätskeformigt högaktivt avfall
- HLSW fast högaktivt avfall
- MLLW - vätskeformigt medelaktivt avfall
- MLSW - fast medelaktivt avfall
- LLLW - vätskeformigt lågaktivt avfall
- LLSW - fast lågaktivt avfall.

3.3 Behandling av avfallsklasserna.

Det högaktiva avfallet som till en början förekommer som vätska koncentreras till $0.7 \text{ m}^3/\text{ton U}$ genom indunstning. Den koncentrerade lösningen lagras i tankar under ca 5 år för att avklinga och avge sönderfallsvärme. Därefter indunstas lösningen till torrhet och glödgas (= oxideras) till pulver och smälts samman med glasbildare så att fissionsprodukthalten blir ca 9 %. Glaset gjuts i stålcyllindrar och lagras luftkyllt i ca 30 år.

Det medelaktiva avfallet neutraliseras och därmed bildas saltkakor som ingjutes i asfalt eller betongbehållare.

Behandling och slutprodukt kan se ut på flera olika sätt. Lösningen kan som tidigare nämnts indunstas hårt och blandas in i det högaktiva eller det medelaktiva avfallet. En annan metod att koncentrera är att låta lösningen gå genom jonbytare. Uttjänta aktiva jonbytarmassor behandlas tillsammans med det övriga fasta aktiva avfallet. Aktiva lösningar kan även gå att flocka.

Den viktigaste delen av det fasta avfallet utgörs av kapslingsskrot. Denna del måste tas omhand och ingjutas. Detta kan ske efter en volymminskning t ex genom pressning. Materialet lagras inkapslat i betong eller asfalt.

Till gasavfall hör den del av tritium som förekommer som vätgas. Denna utgör ungefär 5 % av totalmängden tritium. Krypton är den enda ädelgas som vid upparbetningen inte har avklingat. Ädelgasen kan avskiljas ur avgasströmmen t ex m h a absorption med freon. För närvarande släpps dock både krypton och den C-14 som förekommer som CO_2 ut.

Organiskt avfall bränns ofta och den aktiva askan som bildas tas omhand och lagras tillsammans med annat fast material i asfalt eller betong.

Energidiagram för upparbetningsanläggningens avfallsströmmar finns redovisat i bilaga 2.

4. Kapning.

4.1 Beskrivning.

Bränslet överförs från lagringsbassängen till en sluten cell med huggmaskin och upplösningsskär. Bränslet avkapslas i ändarna och kapas i mindre bitar. Vid kapningen frigörs de gasformiga eller flyktiga nuklider som finns i kapslingsspalten. Dessa är bl a ^3H , ^{85}Kr , ^{14}C och ^{129}I (mängder är tabellerade i bilaga 3). I detta mekaniska förfarande fås också damm eller stoftpartiklar som delvis följer med i avgasströmmen. Bränslebitarna samlas upp och överförs till upplösningsskärlet.

Stoft och damm fångas i filtersystem som oftast består av ett grovfilter eller förfilter av t ex glasfiber och ett absolutfilter.

Tritium, i form av vätgas, och krypton går rakt igenom avgassystemet. Likaså går ^{14}C rakt igenom som koldioxid. Jodmängden minskas till en tiondel i HNO_3 -skrubber och avskiljs helt sedan i en zeolitbädd med AgX som absorbent.

Avfallet från detta delsteg förekommer som:

- Stoft och damm innehållande nuklider i form av metaller och oxider som antingen samlats upp i filter eller kontaminerat utrustning.
- Krypton, tritium och kol-14, som ej tas omhand.
- Jod i skrubbervätskan dvs MLLW och som fast material i zeolitbädden.
- Kapslingsrester som går vidare till behandlingsanläggning för fast avfall.

5. Upplösning.

5.1 Beskrivning.

I samma cell som kapningsmaskinen finns också upplösaren. I denna behandlas de kapade bränslebitarna med kokande salpetersyra. Kokningen medför ångbildning och därmed ökad aerosolfrigörelse. Dessutom avgår de gaser som förut fanns bundna i bränslet. Aerosolerna, som innehåller tritierat vatten, cesium, strontium, cerium och zirkonium kondenseras ($DF \approx 10^4$) i början av avgassystemet och blir LLLW-avfall (4). Aerosoler tvättas också bort från avgasströmmen i skrubbers. Krypton och jod tas omhand på samma sätt som i kapningssteget.

Från upplösningssteget fås en fast materialström som främst består av kapslingsrester men också olösligt bränslematerial såsom fissionsproduktmetaller eller transuraner. Detta samlas upp i en behållare och går sedan vidare till en behandlingsanläggning. Detta avfall kan ha en ganska brokig sammansättning men det är transuranernas α -aktivitet som styr vidare behandling.

Avfallet från upplösningen förekommer som:

- Aerosoler ($^3\text{H}_2\text{O}$, Cs, Sr, Ce, Zr) i LLLW-kondensat och skrubbervätskor.
- Jod i skrubbervätskor och som AgI(s).
- Kol-14, i form av koldioxid, och krypton som går ut genom skorsten.
- Kapsling och bränslerester som går vidare till behandlingsanläggning för kapslingskrot.

6. Klarning.

6.1 Beskrivning.

Mindre partiklar kan följa med salpetersyralösningen från upplösningskärlet. Dessa måste tas bort från lösningen för att förhindra komplikationer i extraktionen, t ex bildande av en tredje fas. Lösningen centrifugeras därför i klarningssteget. De mindre partiklarna kan vara olösliga fissionsproduktmetaller eller transuraner. Plutonium kan förekomma i kolloid form. Slammet från detta steg förs vanligtvis till den högaktiva avfallsström som fås från första extraktionen (4). I annat fall kan slammet följa med kapslingskrotet till behandlingsanläggningen (4).

Avfall från klarningssteget:

- Slam innehållande fissionsproduktmetaller och/eller transuraner; behandlas som HLLW eller kapslingskrot.

7. Extraktion.

7.1 Beskrivning.

Kolonn I: Uran och plutonium separeras från fissionsprodukterna. Pu och U löser sig som nitratkomplex i organfasen. Den högaktiva vattenlösningen indunstas och överförs till lagringstankar. Volymsreduktion till $0.7 \text{ m}^3/\text{ton U}$ (1).

Neptunium utgör en speciell osäkerhetsfaktor beroende på att dess kemi skiljer sig från övriga aktinider. Neptunium kan ha olika oxidationstal, varför osäkerhet råder om var detta grundämne hamnar. Beroende av sitt oxidationstal kan neptunium antingen hamna i uran- och plutoniumströmmen eller i HLW-strömmen. Detta är orsaken till att somliga referenser anger att hela 20 % av neptuniuminnehållet hamnar i U- och Pu-strömmen (8), medan andra betraktar neptunium som de andra aktiniderna d v s räknar in den i de 0.1 % som anges för övriga trans-uraner (4).

U- och Pu-lösningen tvättas i en stripper med utspädd salpetersyra. Vattenlösningen som nu innehåller U och Pu indunstas och möter i kolonn II organfas.

Kolonn II: Eventuella kvarvarande fissionsprodukter skiljs från U och Pu som åter löser sig i organfasen. Vattenlösningen med fissionsprodukten indunstas och extraheras om i kolonn I.

Kolonn III: Ett reduktionsmedel i vattenfas möter U och Pu i organfas. Pu (IV) reduceras till Pu (III) och blir vattenlösligt. Därmed separeras U från Pu.

Plutonium genomgår ytterligare rening genom extraktion. Vattenlösningen med plutoniet möter organfas som tar hand om eventuella uranrester. Slutdelen av plutoniumreningen innebär en utfällning av plutonium med oxalsyra i sur miljö. $\text{Pu}(\text{C}_2\text{O}_4)_2(\text{s})$.

Uranet i organfasen från kolonn III strippas med utspädd HNO_3 och övergår därmed till den sura vattenfasen. Vattenfasen koncentreras till stark syrehaltig lösning och extraheras ytterligare för att rena uranet från övrigt material.

Vid extraktionsförfarandet i helhet fås kontaminerade organiska lösningar som tvättas med karbonatvatten. Därmed kan det organiska lösningsmedlet återanvändas. Tvättlösningar från kolonn I, II och III behandlas som medelaktivt avfall medan tvättlösningar från U- och Pu-rening behandlas som lågaktivt avfall.

Flyktiga nuklider såsom aerosoler tas omhand i apparatventilations-systemet. Aerosoler skrubbas och/eller filtreras och återfinns i vattenlösning eller fast material.

Ånga från indunstare mellan extraktionskolonner kondenseras och behandlas som lågaktivt avfall.

Filtratet från $\text{Pu}(\text{C}_2\text{O}_4)_2$ -fällningen behandlas som lågaktivt avfall.

8. Tanklagring.

8.1 Beskrivning.

Till lagringstanken för högaktiv avfallslösning kommer vattenlösningen från första extraktionskolonnen. Först måste dock alla lösningsmedelsrester elimineras. Lösningen får därför stå och sedimentera i en förtank. Avfallslösningen överförs därefter till huvudtanken. På grund av att lösningen är mycket sur är tanken där avfallet skall lagras gjord av syrafast stål. Tanken är dessutom utrustad med kylslangor för att bortföra fissionsprodukternas sönderfallsvärme, omrörning för undvikande av lokala högkoncentrerade områden av radiolysprodukter och avsug för att få bort eventuellt bildad vätgas (explosionsrisk). Med avsuget kan också följa aerosoler och ^{14}C och ^{129}I . Dessa avgaser fastnar i filter och skrubbervätskor (utom ^{14}C som CO_2).

Tanklagring sker i ca fem år.

Avfall från tanklagring:

- Från förtanken fås mindre organiska rester som överförs till lösningsmedelstvännen (MLLW).
- Tankavsugget är kopplat till ett apparatventilationssystem som är utrustat med filter och skrubbers för aerosoler. Joden fastnar i AgX. Kol-14 går som koldioxid genom skorstenen.

9. Förberedelser till ingjutning av avfall i glas.

9.1 Beskrivning.

Efter erforderlig lagringstid indunstas lösningen ytterligare, ungefär till dubbla koncentrationen. Lösningen har nu en hög syrakoncentration. Syrans egenskaper som oxidationsmedel gör att ^{106}Ru oxideras till RuO_4 och blir en flyktig nuklid som vid större koncentrationer kan ställa till med problem i avgassystemet.

För att minska mängden RuO_4 denitreras lösningen t ex med myrsyra eller formaldehyd. Salpetersyran sönderdelas och den försvinner som nitrösa gaser. Aerosoler kan frigöras i samband med detta och gaserna leds därför genom avgassystemet. Aerosoler fastnar i skrubbevätskor och filter. Den högaktiva lösningen är nu klar för den kombinerade kalcinerings- för förglasningsanläggningen. Vid denitrering kan RuO_4 frigöras. I avgassystemet finns ett slags filter, Fe (II)-impregnerad silicagel, som reducerar ruthenium så att nukliden sublimerar. Ru återfinns alltså som fast avfall.

10. Kalcinering och insmältning i glas.

10.1 Beskrivning.

Den högaktiva vätskan matas in i den kombinerade kalcinerings- och glassmältningssugnen. Kalcineringsugnen är i princip en liggande cylinder som genom rotation och något lutande läge långsamt matar fram avfallet genom cylindern. I början av cylindern indunstas avfallet till torrhet. I slutet glödgas (= oxideras) pulvret. Från kalcineringsugnen matas pulvret ner tillsammans med glassmälta i glasugnen där allt smälts samman. Ånga och aerosoler med främst RuO_4 tas omhand i avgassystemet och blir till kondensat och/eller skrubbervätska (RuO_4 fastnar i silicagel). I den del av cylindern där det torra avfallet glödgas avgår stoft, som bl a innehåller partikulärt ruthenium.

Dessa strömmar tas omhand av absolutfilter och eventuellt i skrubbervätskor. Tillsammans med glassmältan gjuts avfallet in i en stålcyllinder. 9 % av glaset består av fissionsprodukter. Efter långsam avsvälning ställs galscyllindrarna i ett tillfälligt glaslager vid upparbetningsanläggningen. Vid förglasningen avgår främst flyktig ^{106}Ru (som oxid) men också Te, Tc och Mo (4).

Av totala mängden fissionsprodukter och transuraner kommer nedanstående andelar att förekomma som högaktivt avfall ingjutet i glas.

Tabell 10.1

Nuklid	% av totalt innehåll i bränslet
F.P.	99
ädelgaser	0
I	0.1
^3H	8
Pu	0.5
U	0.1
Am	99.9
Np	99.9
Cm	99.9

11. Avfallshanteringsanläggningar.

Omhändertagande av avfallsströmmar kan delas in i tre kategorier:

- I Flyktiga materialströmmar
- II Vätskeformiga "
- III Fasta "

Den flyktiga materialströmmen behandlas i tre olika anläggningar, avgassystem, apparatventilationssystem och cellventilationssystem. Ingående komponenter i systemet visas i bilaga 4. I anläggningarna omvandlas avfallet till vätskeformigt eller fast avfall.

Vätskeformigt avfall som går till behandling kan antingen vara sk medelaktiva eller lågaktiva avfallslösningar. En anläggning för vardera typen av avfall finns.

Fast avfall indelas i högaktivt, medelaktivt och lågaktivt. Behandlingen sker var för sig men slutar i en gemensam ström.

Hur avfallet indelas och var det behandlas finns schematiskt beskrivet i bilaga 4 och 5.

11.1 Flyktiga materialströmmar.

De flyktiga materialströmmarna omvandlas som tidigare nämnts till en annan avfallsform än gaser och aerosoler genom att de tas upp i filter o dyl.

11.2 Vätskeströmmar.

11.2.1 Lågaktivt avfall.

^3H	10 Ci/m ³	(80 % av totalmängd i bränsle)
^{90}Sr	0.6 μ Ci/m ³	
^{106}Ru	3	"
^{129}I	0.6	"
^{137}Cs	0.8	"
^{144}Ce	6	"
Pu(∞)	0.03	"
^{241}Pu	1	"
^{241}Am	0.002	"

Anm. Detta gäller för 1/2 år gammalt bränsle. (4)

Det lågaktiva avfallet indunstas och behandlas tillsammans med de medelaktiva avfallsströmmarna.

11.2.2 Medelaktivt avfall.

Ursprungskällorna för medelaktiv vätska finns redovisat i bilaga 5.

I det medelaktiva avfallet ingår ungefär 0.2 % av det uran och plutonium som fanns i det ursprungliga bränslet och 0.01 % av övriga aktinider (5) (8). Dessutom räknar man med att ungefär 2 Ci/ton U från fissionsprodukter finns i det medelaktiva avfallet. Huvuddelen av aktiviteten kommer från ^{106}Ru , ^{106}Rh , ^{95}Zr , ^{95}Nb . Jod som löst sig i vatten, ungefär 10 % av totalmängd, kan dessutom ge en aktivitet av 1.5 Ci/ton U (4). En medelaktiv vätskeström av 2 - 5 m³/ton U går till behandling.

Koncentrat från lågaktiva strömmen och medelaktiv vätska indunstas, neutraliseras och fälls ut som saltkakor. Dessa kakor gjuts in i asfalt eller betong.

11.3 Fast avfall.

Detta har enligt ref. 4 indelats i tre underavdelningar:

HLSW - högaktivt avfall = kapslingskrot

MLSW - medelaktivt avfall = filter, jonbytarmassor o s v

LLSW - lågaktivt avfall = utrustningar, skräp

11.3.1 Högaktivt fast avfall.

Det högaktiva avfallet kommer främst från kapnings- och upplösningsteget. Avfallet består av aktivt kapslingsmaterial och ouplöst bränsle. För att lättare handha avfallet pressas det till mindre skrymmande volymer och gjuts in i asfalt eller betong. Aktiviteten hos kapslingskrot kan uppgå till $1 \cdot 10^4$ Ci/m³ och volymen kapslingskrot är ungefär 0.3 m³/ton U, opressat. Största delen av aktiviteten kommer från inducerad aktivitet i metallkonstruktionen. (90 % från ⁶⁰Co, ⁶³Ni) (4) 0.1 % av Pu, U och transuraner finns i kapsling (5) (8).

11.3.2 Medelaktivt fast avfall.

Som medelaktivt avfall räknas filter, jonbytarmassor, geler o dyl. Innehållet i dessa är i stor utsträckning β, γ -strålade nuklider. Ungefär 1 m³/ton U fås i form av kontaminerade filter och jonbytarmassor.

Det medelaktiva avfallet ingjutes direkt i betong eller asfalt.

11.3.3 Lågaktivt fast avfall.

Lågaktivt avfall betecknar all kringutrustning som förorenats i processen. Allt brännbart material, ungefär 60 - 70 % av det lågaktiva avfallet, bränns i ugnar. Askan som innehåller α -aktivitet ingjuts tillsammans med kapslingskrotet. Den andra delen som är av icke brännbart material, t ex pumpar, rör och ledningar gjutes direkt in i asfalt eller betong.

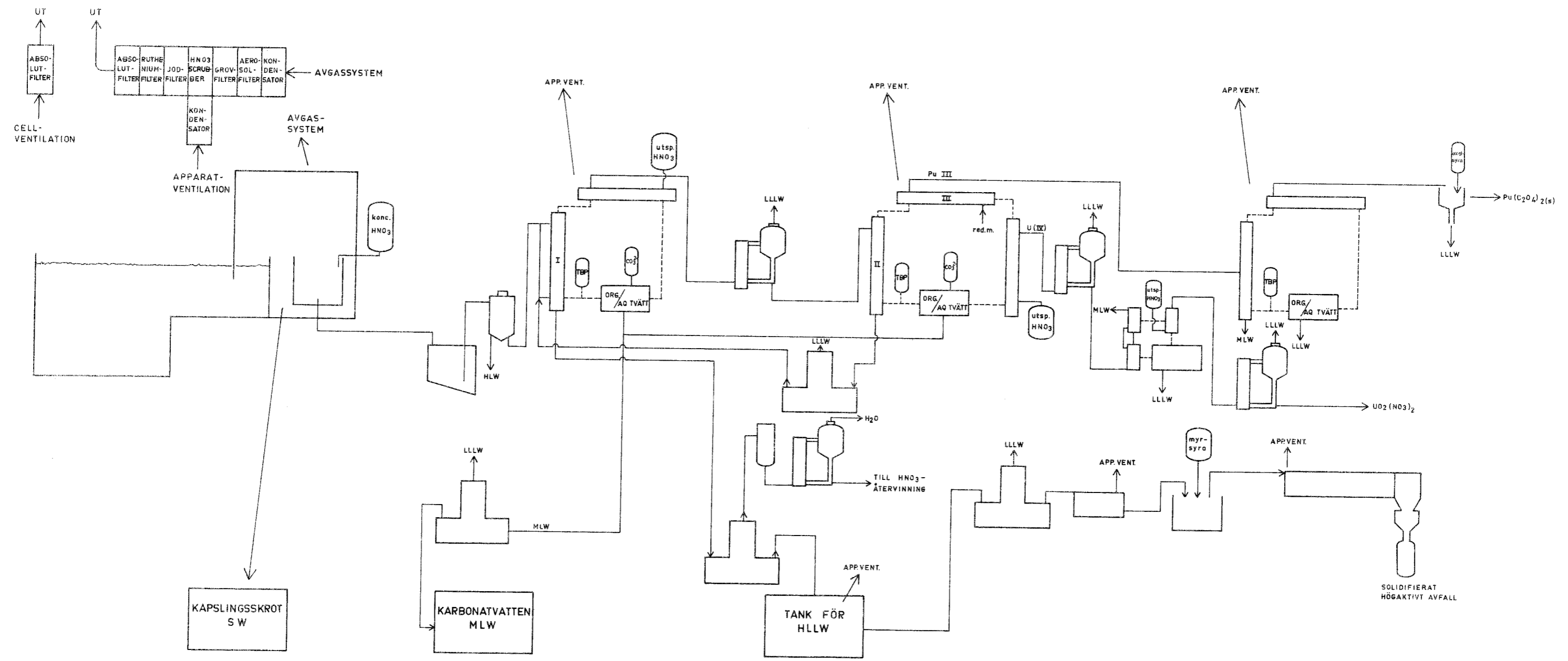
Obrukbart organiskt material, d v s lösningsmedel, bränns i ugn. Askan blir till medelaktivt avfall och avgaserna går indirekt via filtermassor till samma sorts avfall. Även dessa slutprodukter fixeras i asfalt eller betongkokiller.

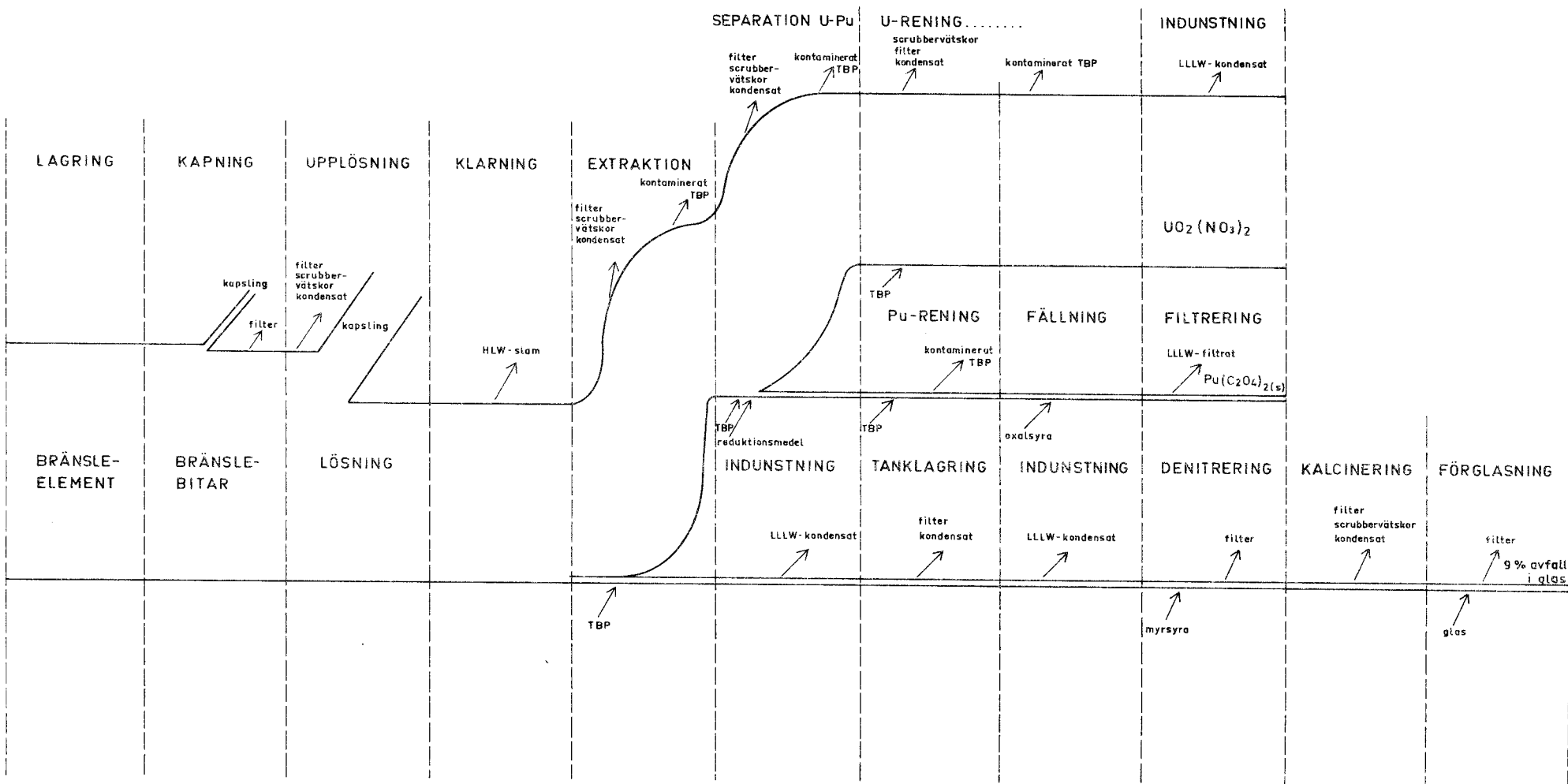
12. Övriga utgående strömmar.

Utom det förglasade högaktiva avfallet utgår två huvudströmmar. Dessa är plutonium- och uranströmmarna som var för sig kan innehålla fissionsprodukter och andra föroreningar. Uranet i formen av nitratkomplex i vätskeform kan innehålla fissionsprodukter som ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{144}Ce . Aktiviteten från dessa nuklider kan uppgå till $0.2 \text{ Ci/m}^3 \text{ UO}_2(\text{NO}_3)_2$ (4). Från aktiniderna kan aktiviteten uppgå till $2.8 \cdot 10^{-3} \text{ Ci/m}^3$ (4). Plutoniumnitratlösningen innehåller också fissionsprodukter. Aktiviteten kan uppgå till 12 Ci/m^3 (4).

Referenser:

1. H Krause, G Rudolph. Kernforschungszentrum Karlsruhe, Jahresbericht 1974. KFK 2212.
2. Eurochemic Leu process. Extract from safety analysis, Jan. 1970.
3. AKA. SOU 1976:31, del II.
4. ERDA-76-43. Alternatives for managing wastes from reactors and post-fission operations in the LWR fuel cycle. Vol. 1.
5. Regional nuclear fuel cycle centres. Vol II. IAEA. Vienna 1977.
6. Ej publicerade aktivitetsberäkningar utförda av ASEA-ATOM.
7. Ericsson A-M. Säkerhet vid hantering, lagring och transport av använt kärnbränsle och förglasat högaktivt avfall.
8. Prof. J Rydberg. Resanteckningar, USA, 25 jan. - 15 febr. 1978. Diskussion angående högaktivt avfall. Papper skickat till energikommissionens grupp A.



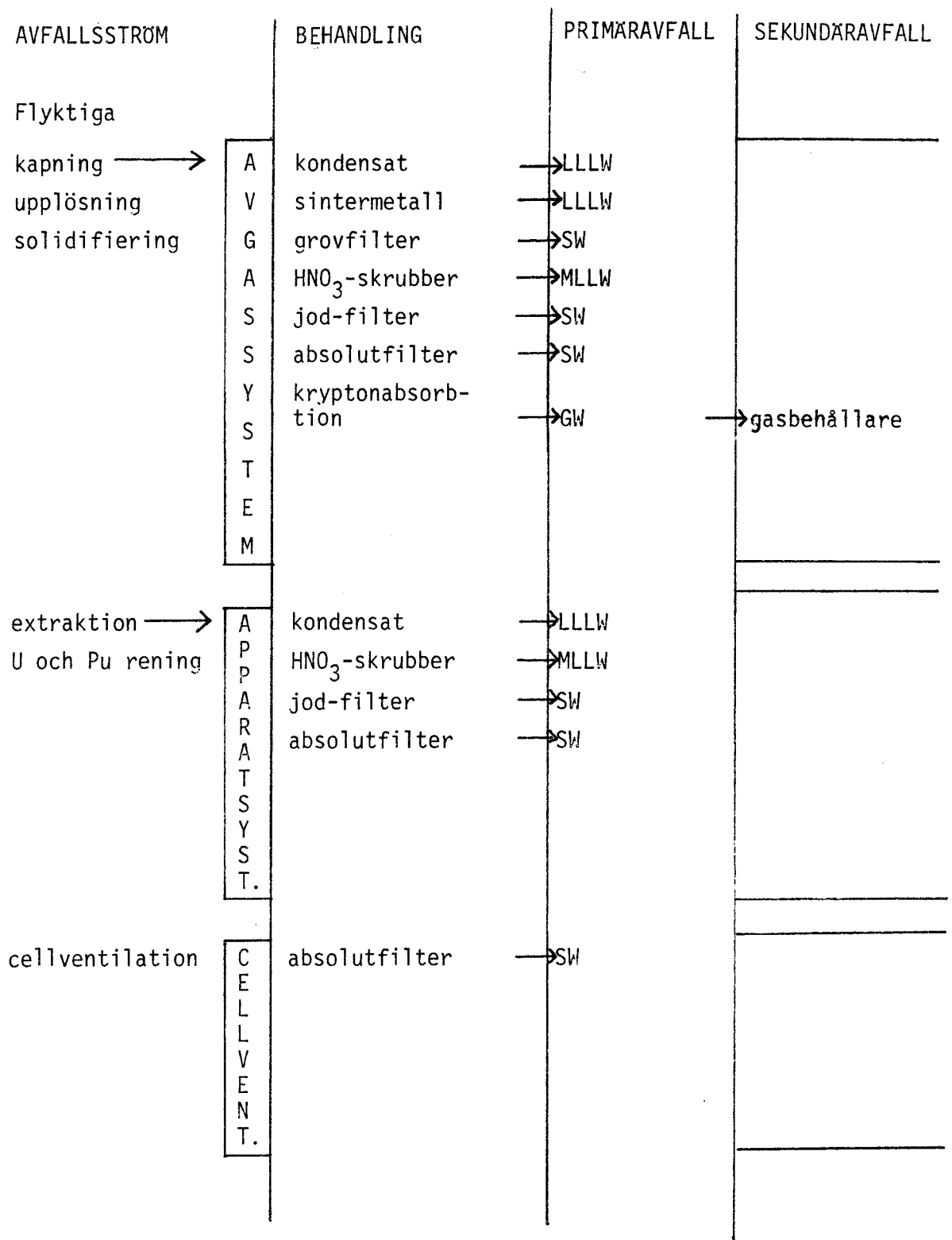


Kapslingsaktivitet (7) (% av totala inventarier)

Tritium	1 %
Krypton	30 %
Jod	30 %
Övriga kalogener och ädelgaser	10 %
Cesium	1 %
Övriga fissionsprodukter	0.01 %

Aktivitetsfrigörelse vid upplösning (4) (5) (% av totala inventarier)

Tritium	14 %
Krypton	70 %
Jod	60 %



AVFALLSSTRÖM	I N D E L N.	BEHANDLING	PRIMÄRAVFALL	SEKUNDÄRAVFALL
<u>Vätska</u>				
U och Pu rening	M E D E L A K T I V T	kondensat	→ LLLW	saltkakor i betong eller asfalt
lösningsmedels- tvätt från U, Pu FP-extraktion		koncentrat		
skrubbeväska		↓ saltkakor	→ MLW	
mindre läckage				
regenererings- lösningar				
kondensat fr. in- dunstare	L A G A K T I V T	kondensat	→ vattenånga	ut genom skorsten
kondensat fr. HNO ₃ -återv.		indunstning		
kondensat fr. avgassyst.		↓ koncentrat	→ MLLW	
kondensat fr. apparatvent.		jonbytarmassa	→ MLLW	till MLLW
lösningsmedels- tvätt fr. U och Pu rening				
filtrat fr. Pu(C ₂ O ₄) ₂ -fälln.				
lösningsmedel: Pu, U-FP	O R G A N I S K T	{ karbonatvatten- tvätt	→ MLLW	till SW
		{ aska	→ SW	
lösningsmedel: Pu - U		{ karbonatvatten- tvätt	→ LLLW	
		{ aska	→ SW	
<u>Fast material (SW)</u>				
kaplingskrot		press	} SW	betong/asfalt
jonbytarmassor		kontainer		
filtermassor		kontainer		
personaltustrn.		brännugn-aska		

FÖRTECKNING ÖVER KBS TEKNISKA RAPPORTER

- 01 Källstyrkor i utbränt bränsle och högaktivt avfall från en PWR beräknade med ORIGEN
Nils Kjellbert
AB Atomenergi 77-04-05
- 02 PM angående värmeledningstal hos jordmaterial
Sven Knutsson
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-04-15
- 03 Deponering av högaktivt avfall i borrhål med buffertsubstans
Arvid Jacobsson
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-05-27
- 04 Deponering av högaktivt avfall i tunnlar med buffertsubstans
Arvid Jacobsson
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-06-01
- 05 Orienterande temperaturberäkningar för slutförvaring i berg av radioaktivt avfall, Rapport 1
Roland Blomqvist
AB Atomenergi 77-03-17
- 06 Groundwater movements around a repository, Phase 1, State of the art and detailed study plan
Ulf Lindblom
Hagconsult AB 77-02-28
- 07 Resteffekt studier för KBS
Del 1 Litteraturgenomgång
Del 2 Beräkningar
Kim Ekberg
Nils Kjellbert
Göran Olsson
AB Atomenergi 77-04-19
- 08 Utlakning av franskt, engelskt och kanadensiskt glas med högaktivt avfall
Göran Blomqvist
AB Atomenergi 77-05-20

- 09 Diffusion of soluble materials in a fluid filling a porous medium
Hans Häggblom
AB Atomenergi 77-03-24
- 10 Translation and development of the BNWL-Geosphere Model
Bertil Grundfelt
Kemakta Konsult AB 77-02-05
- 11 Utredning rörande titans lämplighet som korrosionshärdig kapsling för kärnbränsleavfall
Sture Henriksson
AB Atomenergi 77-04-18
- 12 Bedömning av egenskaper och funktion hos betong i samband med slutlig förvaring av kärnbränsleavfall i berg
Sven G Bergström
Göran Fagerlund
Lars Rombén
Cement- och Betonginstitutet 77-06-22
- 13 Urlakning av använt kärnbränsle (bestrålad uranoxid) vid direktdeponering
Ragnar Gelin
AB Atomenergi 77-06-08
- 14 Influence of cementation on the deformation properties of bentonite/quartz buffer substance
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-06-20
- 15 Orienterande temperaturberäkningar för slutförvaring i berg av radioaktivt avfall
Rapport 2
Roland Blomquist
AB Atomenergi 77-05-17
- 16 Översikt av utländska riskanalyser samt planer och projekt rörande slutförvaring
Åke Hultgren
AB Atomenergi augusti 1977
- 17 The gravity field in Fennoscandia and postglacial crustal movements
Arne Bjerhammar
Stockholm augusti 1977
- 18 Rörelser och instabilitet i den svenska berggrunden
Nils-Axel Mörner
Stockholms Universitet augusti 1977
- 19 Studier av neotektonisk aktivitet i mellersta och norra Sverige, flygbildsgenomgång och geofysisk tolkning av recenta förkastningar
Robert Lagerbäck
Herbert Henkel
Sveriges Geologiska Undersökning september 1977

- 20 Tektonisk analys av södra Sverige, Vättern - Norra Skåne
Kennert Röshoff
Erik Lagerlund
Lunds Universitet och Högskolan Luleå september 1977
- 21 Earthquakes of Sweden 1891 - 1957, 1963 - 1972
Ota Kulhánek
Rutger Wahlström
Uppsala Universitet september 1977
- 22 The influence of rock movement on the stress/strain
situation in tunnels or bore holes with radioactive con-
sistors embedded in a bentonite/quartz buffer mass
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1977-08-22
- 23 Water uptake in a bentonite buffer mass
A model study
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1977-08-22
- 24 Beräkning av utlakning av vissa fissionsprodukter och akti-
nider från en cylinder av franskt glas
Göran Blomqvist
AB Atomenergi 1977-07-27
- 25 Blekinge kustgnejs, Geologi och hydrogeologi
Ingemar Larsson KTH
Tom Lundgren SGI
Ulf Wiklander SGU
Stockholm, augusti 1977
- 26 Bedömning av risken för fördröjt brott i titan
Kjell Pettersson
AB Atomenergi 1977-08-25
- 27 A short review of the formation, stability and cementing
properties of natural zeolites
Arvid Jacobsson
Högskolan i Luleå 1977-10-03
- 28 Värmeledningsförsök på buffertsubstans av bentonit/pitesilt
Sven Knutsson
Högskolan i Luleå 1977-09-20
- 29 Deformationer i sprickigt berg
Ove Stephansson
Högskolan i Luleå 1977-09-28
- 30 Retardation of escaping nuclides from a final depository
Ivars Neretnieks
Kungliga Tekniska Högskolan Stockholm 1977-09-14
- 31 Bedömning av korrosionsbeständigheten hos material avsedda
för kapsling av kärnbränsleavfall. Lägesrapport 1977-09-27
samt kompletterande yttranden.
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp

- 32 Long term mineralogical properties of bentonite/quartz
buffer substance
Preliminär rapport november 1977
Slutrapport februari 1978
Roland Pusch
Arvid Jacobsson
Högskolan i Luleå
- 33 Required physical and mechanical properties of buffer masses
Roland Pusch
Högskolan Luleå 1977-10-19
- 34 Tillverkning av bly-titan kapsel
Folke Sandelin AB
VBB
ASEA-Kabel
Institutet för metallforskning
Stockholm november 1977
- 35 Project for the handling and storage of vitrified high-level
waste
Saint Gobain Techniques Nouvelles October, 1977
- 36 Sammansättning av grundvatten på större djup i granitisk
berggrund
Jan Rennerfelt
Orrje & Co, Stockholm 1977-11-07
- 37 Hantering av buffertmaterial av bentonit och kvarts
Hans Fagerström, VBB
Björn Lundahl, Stabilator
Stockholm oktober 1977
- 38 Utformning av bergrumsanläggningar
Arne Finné, KBS
Alf Engelbrektson, VBB
Stockholm december 1977
- 39 Konstruktionsstudier, direktdeponering
ASEA-ATOM
VBB
Västerås
- 40 Ekologisk transport och stråldoser från grundvattenburna
radioaktiva ämnen
Ronny Bergman
Ulla Bergström
Sverker Evans
AB Atomenergi
- 41 Säkerhet och strålskydd inom kärnkraftområdet.
Lagar, normer och bedömningsgrunder
Christina Gyllander
Siegfried F Johnson
Stig Rolandson
AB Atomenergi och ASEA-ATOM

- 42 Säkerhet vid hantering, lagring och transport av använt kärnbränsle och förglasat högaktivt avfall
Ann Margret Ericsson
Kemakta november 1977
- 43 Transport av radioaktiva ämnen med grundvatten från ett bergförvar
Bertil Grundfelt
Kemakta november 1977
- 44 Beständighet hos borsilikatglas
Tibor Lakatos
Glasteknisk Utveckling AB
- 45 Beräkning av temperaturer i ett envånings slutförvar i berg för förglasat radioaktivt avfall Rapport 3
Roland Blomquist
AB Atomenergi 1977-10-19
- 46 Temperaturberäkningar för använt bränsle
Taivo Tarandi
VBB
- 47 Teoretiska studier av grundvattenrörelser
Preliminär rapport oktober 1977
Slutrapport februari 1978
Lars Y Nilsson
John Stokes
Roger Thunvik
Inst för kulturteknik KTH
- 48 The mechanical properties of the rocks in Stripa, Kråkemåla, Finnsjön and Blekinge
Graham Swan
Högskolan i Luleå 1977-09-14
- 49 Bergspänningsmätningar i Stripa gruva
Hans Carlsson
Högskolan i Luleå 1977-08-29
- 50 Lagningsförsök med högaktivt franskt glas i Studsvik
Göran Blomqvist
AB Atomenergi november 1977
- 51 Seismotectonic risk modelling for nuclear waste disposal in the Swedish bedrock
F Ringdal
H Gjöystdal
E S Hysebye
Royal Norwegian Council for scientific and industrial research
- 52 Calculations of nuclide migration in rock and porous media, penetrated by water
H Häggblom
AB Atomenergi 1977-09-14

- 53 Mätning av diffusionshastighet för silver i lera-sand-blandning
Bert Allard
Heino Kipatsi
Chalmers tekniska högskola 1977-10-15
- 54 Groundwater movements around a repository
- 54:01 Geological and geotechnical conditions
Håkan Stille
Anthony Burgess
Ulf E Lindblom
Hagconsult AB september 1977
- 54:02 Thermal analyses
Part 1 Conduction heat transfer
Part 2 Advective heat transfer
Joe L Ratigan
Hagconsult AB september 1977
- 54:03 Regional groundwater flow analyses
Part 1 Initial conditions
Part 2 Long term residual conditions
Anthony Burgess
Hagconsult AB oktober 1977
- 54:04 Rock mechanics analyses
Joe L Ratigan
Hagconsult AB september 1977
- 54:05 Repository domain groundwater flow analyses
Part 1 Permeability perturbations
Part 2 Inflow to repository
Part 3 Thermally induced flow
Joe L Ratigan
Anthony S Burgess
Edward L Skiba
Robin Charlwood
- 54:06 Final report
Ulf Lindblom et al
Hagconsult AB oktober 1977
- 55 Sorption av långlivade radionuklider i lera och berg
Del 1 Bestämning av fördelningskoefficienter
Del 2 Litteraturgenomgång
Bert Allard
Heino Kipatsi
Jan Rydberg
Chalmers tekniska högskola 1977-10-10
- 56 Radiolys av utfyllnadsmaterial
Bert Allard
Heino Kipatsi
Jan Rydberg
Chalmers tekniska högskola 1977-10-15

- 57 Stråldoser vid haveri under sjötransport av kärnbränsle
Anders Appelgren
Ulla Bergström
Lennart Devell
AB Atomenergi 1978-01-09
- 58 Strålrisker och högsta tillåtliga stråldoser för människan
Gunnar Walinder
FOA 4 november 1977
- 59 Tectonic lineaments in the Baltic from Gävle to Simrishamn
Tom Flodén
Stockholms Universitet 1977-12-15
- 60 Förarbeten för platsval, berggrundsundersökningar
Sören Scherman

Berggrundvattenförhållande i Finnsjöområdet nordöstra del
Carl-Erik Klockars
Ove Persson
Sveriges Geologiska Undersökning januari 1978
- 61 Permeabilitetsbestämningar
Anders Hult
Gunnar Gidlund
Ulf Thoregren

Geofysisk borrhålmätning
Kurt-Åke Magnusson
Oscar Duran
Sveriges Geologiska Undersökning januari 1978
- 62 Analyser och åldersbestämningar av grundvatten på stora djup
Gunnar Gidlund
Sveriges Geologiska Undersökning 1978-02-14
- 63 Geologisk och hydrogeologisk grunddokumentation av
Stripa försöksstation
Andrei Olkiewicz
Kenth Hansson
Karl-Erik Almén
Gunnar Gidlund
Sveriges Geologiska Undersökning februari 1978
- 64 Spänningsmätningar i Skandinavisk berggrund - förutsättningar,
resultat och tolkning
Sten G A Bergman
Stockholm november 1977
- 65 Säkerhetsanalys av inkapslingsprocesser
Göran Carleson
AB Atomenergi 1978-01-27
- 66 Några synpunkter på mekanisk säkerhet hos kapsel för
kärnbränsleavfall
Fred Nilsson
Kunlgl Tekniska Högskolan Stockholm februari 1978

- 67 Mätning av galvanisk korrosion mellan titan och bly samt mätning av titans korrosionspotential under γ -bestrålning.
3 st tekniska PM.
Sture Henrikson
Stefan Poturaj
Maths Åsberg
Derek Lewis
AB Atomenergi januari-februari 1978
- 68 Degraderingsmekanismer vid bassänglagring och hantering av utbränt kraftreaktorbränsle
Gunnar Vesterlund
Torsten Olsson
ASEA-ATOM 1978-01-18
- 69 A three-dimensional method for calculating the hydraulic gradient in porous and cracked media
Hans Häggblom
AB Atomenergi 1978-01-26
- 70 Lakning av bestrålat UO_2 -bränsle
Ulla-Britt Eklund
Ronald Forsyth
AB Atomenergi 1978-02-24
- 71 Bergspricktätning med bentonit
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1977-11-16
- 72 Värmeledningsförsök på buffertsubstans av kompakterad bentonit
Sven Knutsson
Högskolan i Luleå 1977-11-18
- 73 Self-injection of highly compacted bentonite into rock joints
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-02-25
- 74 Highly compacted Na bentonite as buffer substance
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-02-25
- 75 Small-scale bentonite injection test on rock
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-03-02
- 76 Experimental determination of the stress/strain situation in a sheared tunnel model with canister
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-03-02
- 77 Nuklidvandring från ett bergförvar för utbränt bränsle
Bertil Grundfelt
Kemakta konsult AB, Stockholm
- 78 Bedömning av radiolys i grundvatten
Hilbert Christenssen
AB Atomenergi 1978-02-17

- 79 Transport of oxidants and radionuclides through a clay barrier
Ivars Neretnieks
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-02-20
- 80 Utdiffusion av svårlösliga nuklider ur kapsel efter kapselgenombrott
Karin Andersson
Ivars Neretnieks
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-03-07
- 81 Tillverkning av kopparkapsel
Kåre Hannerz
Stefan Sehlstedt
Bengt Lönnerberg
Liberth Karlson
Gunnar Nilsson
ASEA, ASEA-ATOM
- 82 Hantering och slutförvaring av aktiva metalldelar
Bengt Lönnerberg
Alf Engelbrektsson
Ivars Neretnieks
ASEA-ATOM, VBB, KTH
- 83 Hantering av kapslar med använt bränsle i slutförvaret
Alf Engelbrektsson
VBB Stockholm april 1978
- 84 Tillverkning och hantering av bentonitblock
Alf Engelbrektsson
Ulf Odebo
ASEA, VBB
- 85 Beräkning av kryphastigheten hos ett blyhölje innehållande en glaskropp under inverkan av tyngdkraften
Anders Samuelsson
- Förändring av krypegenskaperna hos ett blyhölje som följd av en mekanisk skada
Göran Eklund
Institutet för Metallforskning september 1977 - april 1978
- 86 Diffusivitetmätningar av metan och väte i våt lera
Ivars Neretnieks
Christina Skagius
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-01-09
- 87 Diffusivitetmätningar i våt lera Na-lignosulfonat, Sr^{2+} , Cs^{+}
Ivars Neretnieks
Christina Skagius
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-03-16
- 88 Ground water chemistry at depth in granites and gneisses
Gunnar Jacks
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm april 1978

- 89 Inverkan av glaciation på en deponeringsanläggning belägen i urberg 500 m under markytan
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-03-16
- 90 Koppar som kapslingsmaterial för icke upparbetat kärnbränsleavfall - bedömning ur korrosionssynpunkt
Lägesrapport 1978-03-31
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp
- 91 Korttidsvariationer i grundvattnets trycknivå
Lars Y Nilsson
Kungliga Tekniska Högskolan Stockholm september 1977
- 92 Termisk utvidgning hos granitoida bergarter
Ove Stephansson
Högskolan i Luleå april 1978
- 93 Preliminary corrosion studies of glass ceramic code 9617 and a sealing frit for nuclear waste canisters
I D Sundquist
Corning Glass Works 78-03-14
- 94 Avfallsströmmar i upparbetningsprocessen
Birgitta Andersson
Ann-Margret Ericsson
Kemakta mars 1978
- 95 Separering av C-14 vid upparbetningsprocessen
Sven Brandberg
Ann-Margret Ericsson
Kemakta mars 1978
- 96 Korrosionsprovning av olegerat titan i simulerade deponeringsmiljöer för upparbetat kärnbränsleavfall
Sture Henrikson
Marian de Pourbaix
AB Atomenergi 1978-04-24
- 97 Colloid chemical aspects of the "confined bentonite concept"
Jean C Le Bell
Ytkemiska Institutet 1978-03-07
- 98 Sorption av långlivade radionuklider i lera och berg Del 2
Bert Allard
Heino Kipatsi
Börje Torstenfelt
Chalmers Tekniska Högskola 1978-04-20