

ATS

Tiedotuslehti n:o 2/1973

Sisältö:

Synpunkter på avfallshantering

Esitelmä ATS:n kokouksessa 1973-02-22

B. Mandahl

Ydinenergian tuottamisen synnyttämät radioaktiiviset jätteet

Esitelmä ATS:n kokouksessa 1973-02-22

A. Vuorinen

Loviisan ydinvoimalaitoksen radioaktiivisten jätteiden käsittelystä

Esitelmä ATS:n kokouksessa 1973-02-22

S. Hyryläinen (I. Kallonen)

Bertil Mandahl
OKG, Sverige

Föredrag i Atomtekniska Sällskapet i Finland möte 1973-02-22
(skrivet av RT enligt bandinspelningen och BM's anteckningar)

SYNPUNKTER PÅ AVFALLSHANTERING

1. Inledning

Frågan om radioaktiva avfalls hantering är inte än slutbehandlad i Sverige eller annorstädes, så att de i det följande framställda åsikterna är delvis mina egna. Problemen för dagen är lösta, men problemen på sikt är inte än avgjorda. Nuvarande anläggningar och teknik är från mitten av 1960-talet baserade på erfarenheterna från Studsvik och Ågesta. Erfarenheterna från utlandet är inte helt relevanta.

Tillverkande industri offerade system, som efter behandlingen medgav säker lagring eller dumpning ihavet. Systemet är troligen inte optimalt, men det medger ett par års frist. CDL-utredningen har startats år 1970 med inventering av mängder. SSI-utredningen har startats år 1971 och blev färdig sommaren 1972.

Problem har utretts av Socialdepartement, jordbruks-, naturvårdsverk, miljövårdsberedningen och Atomenergi.

Som rekommendationer har det framställts:

- Ej irreversibel lagring i Sverige
- Central lagring för industri annan än kärnkraft
- vid kärnkraftstationer skulle det finnas:
 - lagringstankar för avklingning
 - indunstare
 - kompaktering för pappersavfall, kläder, isoleringsmaterial osv. (med ca faktor 5)
 - ingjutning för flytande och halvflytande (filter och jonbytarmassor) avfall; i betong eller i bitumen (Ej i havet!)
- lagringskapasitet för 5 års drift.

2. Avfallskvantiteter

I fig. 1 visas avfallskvantiteterna i Sverige enligt Kronens statliga utredning baserande på ett antagande, att år 1980 den installerade kärnkrafteffekten är ca 7500 MW och år 2000 50 000 ... 75 000 MW. Med hänsyn till kärnkraftverken är A- och E-aktiviteterna viktigaste (se fig 1). A-avfall eller skräpet, som består av pappersavfall och liknande, har låg aktivitet, men volymerna är stora. I volymsiffrorna kan man lägga till 15 ... 20% för transportgångar. I E-avfall gäller det om ingjutna jonbytarmassor, indunstarkoncentrat och liknande aktiviteter, Både volymerna och aktiviteterna är stora. Lagringsutrymmena är dyrare, eftersom det behövs också strålskydd. F-avfall är en ganska osäker beräkning av, vilka kvantitet och aktiviteter man skulle få, om en reprocessinganläggning kommer in i bilden. Det har tillsatts en parlamentarisk komite att utreda, om det behövs en viss beredskap för reprocessing avfall.

Totalt sett gäller det om stora byggnadsvolymer. Det finns en uppskattning, att år 1980 det skulle erfordras byggnadsvolymer av 20 000 ... 60 000 m³ markyta av 2 000 ... 6 000 m². De respektiva siffrorna för år 2000 skulle vara 400 000 ... 1 800 000 m³ och 47 000 ... ? m². Dessa siffrorna verkar ju inte riktigt trevliga ur vår synpunkt. I det följande kan vi se, hur man på kärnkraftverken i Sverige har planerat avfallshanteringen och vad man kan göra för att minska volymerna.

3. Avfall inom vattenbehandlingsdelen

I fig. 2 kan ses dagens situation och beräknade mängder utav avfall inom vattenbehandlingsdelen för en 500 MW-kokare. Gissningsvis kan datorna i stor utsträckning också tillämpas till tryckvattenreaktorer bl.a. med hänsyn till, att man nu mer och mer funderat på att sätta in de jonbytarmassor, som kommer från bottenblåsningen vid ånggeneratorerna, eftersom Westinghouse erfarenheter av ånggeneratorerna inte har varit de bästa (läckaget!)

I fig. 2 ses inte bara dagens läge, utan också en viss bild om andra befintliga möjligheter:

- Pulverformig_jonbytarmassa:

- från framför allt kondensatreningen i kokarna
- mängden är beroende av kondensorläckaget
- halveringstiden för de produkter, som fastnar i jonbytarmassan är mycket låg (10^{-4} /100 dygn)

- Kornformig_jonbytarmassa:

- i alla stationer oavsett typ
- från parallelreningen i reaktorn
- i viss utsträckning från avfallsstationer
- för närvarande är ingjutningen den enda långsiftiga möjligheten
- dumpning i tank eller silo är möjligt (visats i Studsvik),
→dekantering (= få ned volym) ganska avsevärt
- halveringstiden är väldigt beroende av, hur mycket det finns Co^{60} i reaktorsystemet

- Filtermedia:

- används i avfallsstationer och i viss mån i bränsleelementbassängen
- ingjutning för närvarande
- skulle också passa lägga i tank eller silo

- Slam_från_kemisk_behandling:

- i dubbelt filter där pulvermassa är som utverkande filter(?)
- ingjutningsmängden är ganska osäker

- Indunstarkoncentrat:

- specialitet för ASEA-ATOM-reaktorer, där man renar reaktorvattnet genom magnetitfilter med en mekanisk filterning

De produkter, som vi får, blir väldigt tunga, ohanterliga och besvärliga, och därför blir kostnaderna relativt höga. Vattenfall har beräknat följande kostnaderna:

ingjutning i betong (i kokiller)	ca 1.6 Mkr/år
centrallagring	ca 0.1 "
	<hr/>
	1.7 "
om man använder fat (tunfat)	
→ reduktion på kostnaden	- 0.2 "
	<hr/>
	1.5 "
siloförvaring	0.2 "
	<hr/>
	1.7 Mkr/år

I fig. 3 visas den silomängd, man behöver för tio års drift. (I alla fall förutses det i Sverige, att man har fem års lagringskapacitet på stationerna.). Man kan se, att det blir relativt sett måttliga tankar. Ändå finns det en hel del problem i tanklagring:

- hur man kan ta bort kortlivade avfallsprodukter
- hur man kan på ett lämpligt sätt dekantera
- ventilationsfrågor
- osv.

4. Andra typer av avfall

I fig. 4 kan ses mängder och behandlingsmetoder för andra typer av avfall. De i fig. 4 uppskattade mängderna har visat sig vara i någon mån för små. Komprimering (se fig. 4) är en kompakteringsanordning speciellt för kärnkraftverk.

Vi har jämfört mellan olika möjligheter för förbränning och har fått fram vissa kostnader. För den lilla Karlsruhe anläggningen, som har en kapacitet på 70 kg/h, skulle priset vara ungefär 6 DM/kg, vilket motsvarar ca 10 kr/kg. Kostnaden innebär också lagringen. Atomenergi har tittat efter förbränning i en anläggning med kapacitet av 300 ton eller 1000 m³/år och med 6000 drifttimmar/år och kommit till en pris ungefär 600 kr/m³, vilket motsvarar 2 kr/kg (1 m³ = 300 kg).

I England har man delat upp sitt pappersavfall i tre grupper. Man har bestämt sig för en viss typ av mätanordningen, med vilken delningen mellan grupperna är:

grupp 1	<0.6 mrem/h	(aska 2 uCi/ft ³)
" 2	<15 "	(" 20 ")
" 3	>15 "	

I fig. 5 ses, vad för aktiva avfall man får från utrustningen inom reaktorkärlet.

5. Öppna och oavgjorda frågor

- Mätmetoder för att bestämma vad är aktivt
- Transportfrågor
- Förbränning
- Krav på silos

Som en slutkomment kan rekommenderas, att man bör sträva att minska avfallskvantiteter och därmed erforderliga lager!

(Till följd av den ställvis misslyckade bandinspelningen baserar slutet av föredraget endast på Mandahls korta anteckningar.)

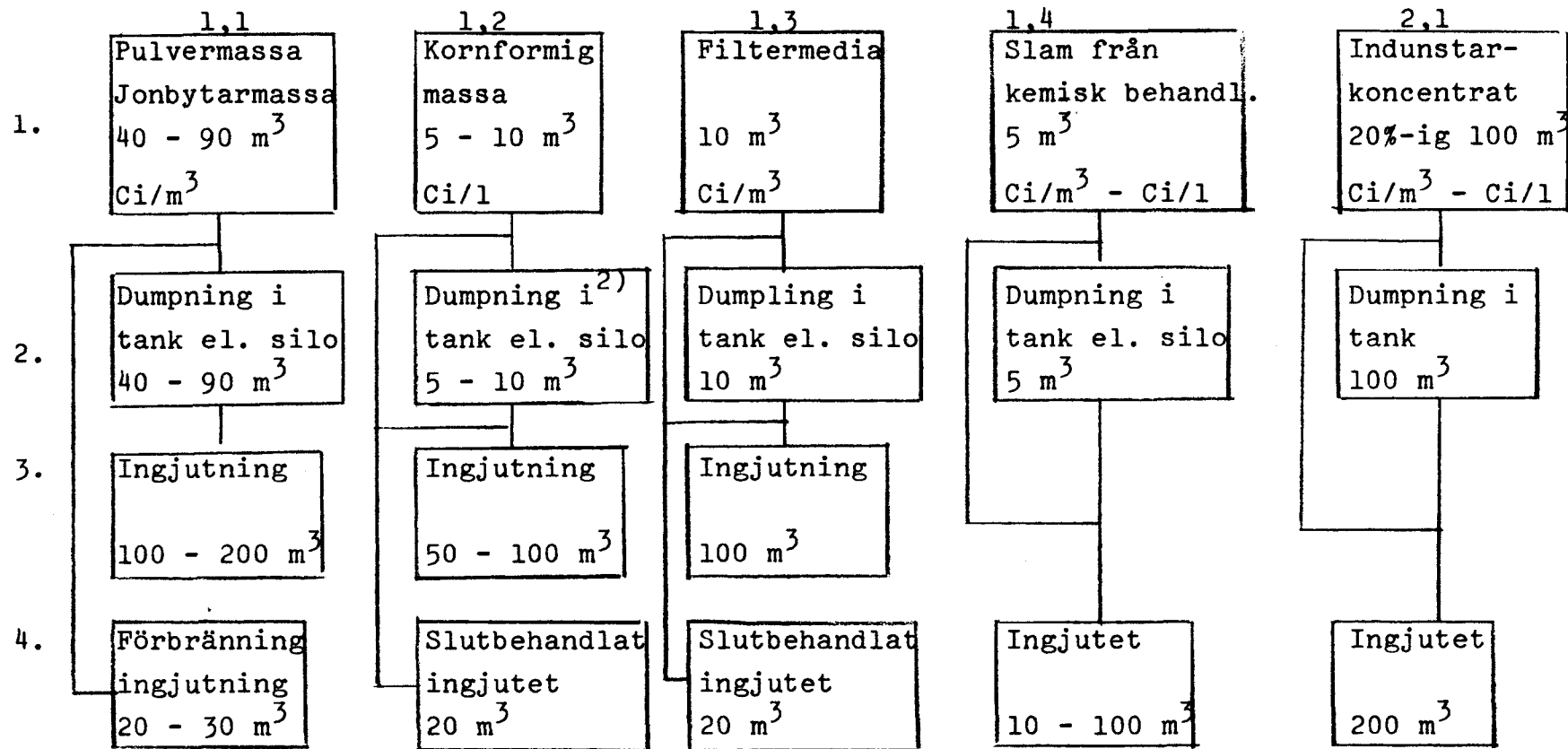
Type of waste	Volumes, m ³ /year			Activity, Ci/year		
	1972	1980	2000	1972	1980	2000
O	-	-	-	< 1	> 1	>> 1
A	< 1000	~ 10 ⁴	~ 10 ⁵	< 10	~ 100	~ 10 ³
B	Some m ³ per year			~ 30	~ 100	~ 300
C	The release levels are regulated by license from the National Institute of Radiation Protection					
D	< 100	~ 100	~ 100	~ 10	~ 30	~ 100
E	-	3 · 10 ³	4 · 10 ⁴	-	~ 3 · 10 ⁵	~ 3 · 10 ⁶
F	0	120	~ 10 ³	0	3 · 10 ⁸	2 · 10 ⁹

Inst. effekt år 1980: ca 7500 MW
 år 2000: 50 000 ... 75 000 MW

- O - Consumers products
- A - Skräp (lågaktivt)
- B - Preparat från forskning, medicin och annan industri än kärnkraft
- C - Utsläpp
- D - Biologiskt material (från forskning)
- E - Vätskor, halvflytande
- F - Reprocessing

Fig. 1 Avfallskvantiteter i Sverige

Avfallsproduktion och behandlingsmöjligheter



1. = Årsproduktion

2. = Obehandlat

3. = Delvis behandlat

4. = Fullständigt behandlat

Fig. 2 Avfallskvantiteter inom vattenbehandlingsdelen för en 500 MW kokare och behandlingsmöjligheter

Lagringssilos för aktivt avfall

Lagringssilos bör uppdelas med hänsyn till följande avfallskategorier:

- a) Filtermedia och malda jonbytarmassor
- b) Kornformiga jonbytarmassor
- c) Flockningsavfall
- d) Indunstarkoncentrat
- e) Boravfall (PWR)

Mängden avfall per år från ett aggregat beräknas bli:

- a) ca 90 m³
- b) ca 10 m³
- c) ca 2,5 m³ i ca 150 m³ vätska (djupbäddsfiler)
- d) ca 20 m³ 10% salter och föroreningar
- e) ?

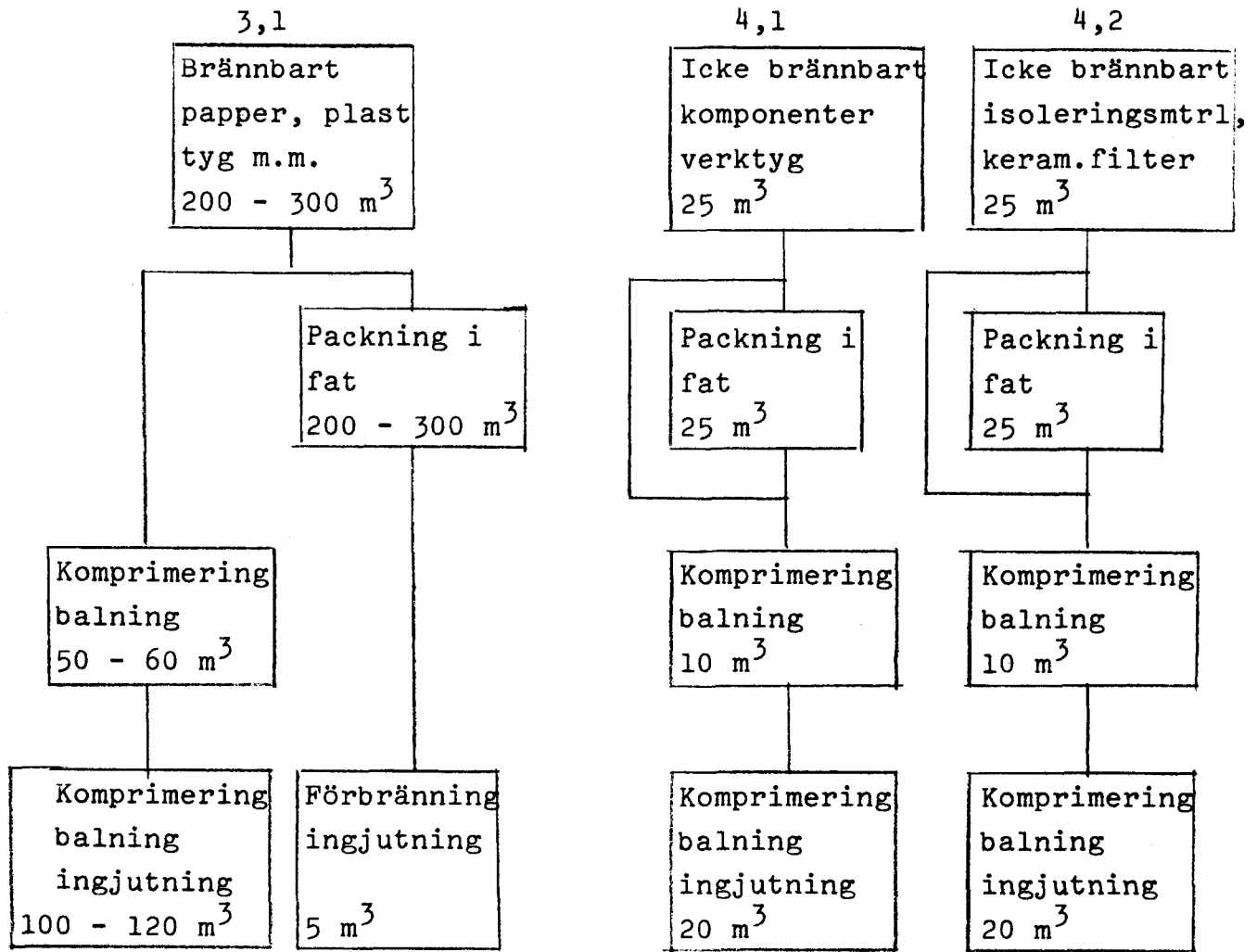
Vid långtidsförvaring bör man söka slutindunsta grupperna c) och d) i förvaringssilon och för d) genom tillsats överföra det högaktiva avfallet till fast eller trögflytande form.

Silotankarna bör dimensioneras för 10 års drift och vara dubblerade. Utrymme för ytterligare en uppsättning tankar bör reserveras.

Tankstorlekarna för ett aggregat bör vara:

- a) ca 1 000 m³
- b) ca 120 m³
- c) 300 m³
- d) ca 50 m³
- e) ?

Fig. 3 Lagringssilos för aktivt avfall



- 1) Produktionssiffran gäller för en 500 MWe BWR-station
- 2) Gäller endast vid lokal disponering

Fig. 4 Andra typer av avfall

Avfall	Antal förbrukade enheter i fortfarighet	Utplockade börjar år	Antal förvaringspos. i bassäng	Summa förbrukade enheter 1:a 10 år
PRM-detektorer	8 per år	1	} 45	80
Ledrör för PRM och SRM	8 per år	5		16
IRM och SRM-detektorer	8 per år	5	16	16
Tillfälliga absorbatorer	196 (tot.)	90% år 1 10% år 2	196	196
Startneutronkällor				
a) aktiva	4 (tot.)	3	} 30	} 12
b) inaktiva	8 per år	7-8		
Styrstavar	10 per år	8-12	176	20
Bränsleboxar	45 per år	7-10	706	75
Strypbrickor	436 (tot.)	5-10	640	436

Fig. 5 Aktiva avfall från utrustningen inom reaktorkärlet

Ydinenergian tuottamisen synnyttämät radioaktiiviset jätteet

1 JOHDANTO

Radioaktiivisia aineita syntyy ydinreaktorissa fissiotuotteina (keskiraskaat halkeamistuotteet ja tritium) sekä neutroniabsorptioon perustuen aktivointituotteina (sekä absorptiouraanin seurauksena raskaat aineet, että absorptio rakenne- materiaaleihin että jäähdytteen epäpuhtauksiin samoinkuin reaktorin läheisyydessä olevan ilman komponentteihin).

Radioaktiivisten aineiden syntymisestä seuraa mm. seuraavia vaikeuksia:

- reaktorin jälkilämpö
- säteilytetyn polttoaineen hankala käsittely
- reaktorin sisärakenteiden ja paineastian vaikea luoksepäästävyys
- primääripiirin pintojen saastuminen aiheuttaen huoltovaikeuksia
- tarvitaan erityiset puhdistusjärjestelmät
- pienetkin vuodot primääripiirissä tekevät työkentelyn reaktorirakennuksessa vaikeaksi
- säteilyn aiheuttama hydrolyysi aiheuttaa H-räjähdyksivaaran

- rakenne- ym. materiaaleilta vaaditaan säteilynkestävyyttä
- pitää erikoistoimenpitein varautua radioaktiivisten aineiden leviämisen estämiseksi
- työvälineet, vaatteet jne. saastuvat radioaktiivisilla aineilla
- pitää suorittaa säteilynvalvontaa laitoksella ja ympäristössä.

Luetteloä voisi vielä jatkaakin. Esitetty riittänee osoittamaan, että ilmaus "ydinvoimalaitos on lämpövoimalaitos, jossa kattila on korvattu reaktorilla" antaa asiasta varsin puutteellisen kuvan.

Niin kauan, kun hyvin suunniteltu laitos toimii ilman polttoainevuotoja ja ilman primääripiirin mekaanisia vaurioita, ei säteily itse laitoksessa aiheuta suuria hankaluuksia. Rajoitunkin tässä tarkastelemaan vain niitä yksityisille ihmisille ja koko maailman väestölle aiheutuvia ongelmia, joita ilman häiriöitäkin tapahtuva ydinenergian tuotto aiheuttaa.

2

RADIOAKTIIVISET AINEET YDINVOIMALAITOKSESTA

Ydinvoimalaitoksessa syntyvät radioaktiiviset aineet voidaan luokitella seuraaviin ryhmiin:

- Ydinvoimalasta tai polttoaineen käsittelylaitoksesta vapaaksi pääsevät radioaktiiviset aineet
- Ydinvoimalaitoksen puhdistusjärjestelmiin ja rakenteisiin kerääntyvät aineet
- Polttoaineen mukana käsittelyyn jäävät aineet.

Mainituista ryhmistä voidaan yleisesti todeta, että ensimmäisen ryhmän aineille ei nykytekniikan puitteissa pitkän fysikaalisen puoliintumisajan omaavien kaasujen aineiden osalta voida paljoakaan. Niiden kanssa on elettävä.

Toisen ryhmän aineet aiheuttavat koko joukon hankaluuksia. Varastointitekniikkaa on kehitetty ja kehitetään edelleen.

Kolmannen ryhmän suhteen tilanne on vaikein ja tulevaisuutta ajatellen tosi hankala. Asia on sen laatuinen, että vain suurilla mailla on mahdollisuudet hoitaa asia. Toivottavasti IAEA mahdollisimman pian investoi ainakin puolet siitä energiasta, jota "Safeguards"-hommiin on käytetty parin viime vuoden aikana, korkea-aktiivisten jätteiden varastointiongelman ratkaisemiseen ja valvomiseen.

Luulen, että seuraavat esitelmöitsijät puuttuvat ydinvoimalaitoksen käyttäjän sydäntä lähellä olevaan osaan jätekysymyksistä ja rajoitunkin jatkossa tarkastelemaan vain ongelman sitä puolta, joka koskee meitä kutakin. Tarkastelen nimittäin hieman ydinenergian nykymuodon aiheuttamaa ympäristösäteilytason lisääystä.

3 YDINENERGIAN AIHEUTTAMA YMPÄRISTÖSÄTEILYTASON KASVU

Tarkasteltaessa ydinreaktorissa syntyviä radioaktiivisia aineita todetaan, että nykytekniikan puitteissa jalokaasujen, halogeenien ja tritiumin hallintamahdollisuudet ovat niin rajoitetut, että tällä hetkellä viivästysajat ovat korkeintaan kk:n luokkaa.

Tämä merkitsee sitä, että energian tuottoon liittyy miltei kontrolloimaton päästö seuraaville aineille:

	T1/2	fissio-osuus %	Ci/MWs-vuosi
^3H	12,3 y	0.013	21
^{85}Kr	10,7 y	0.28	510
^{129}I	1.7×10^7 y	0.9	1×10^{-3}

Näistä kuitenkin ^{129}I :llä on niin pitkä puoliintumisaika, että se ei ainakaan tämän vuosisadan aikana aiheuttane vaikeuksia.

Kun tritium ja krypton -85:n tuotto riippuu ydinenergiatuotosta, niin katsotaan miten ydinenergiantuotto optimistisen prognoosin mukaisesti kehittyy:

	ydinenergiakasvuennuste
1970	9,7 GWs
1980	350 "
1990	1600 "
2000	4300 "

Kokemukset ydinvoimalaitoksista osoittavat nykyisen käytännön tason päästöjen ja niiden aiheuttaman säteilyrasituksen olevan seuraavan yhteenvedon mukaisen

- 1 Kaasumainen päästö
 - a jalokaasut ja aktivointikaasut
 tyypillinen arvo BWR $10^2 \dots 10^4$ Ci/MWe-vuosi
 " " PWR 10 Ci/MWe-"
 - b aerosoolit 50 - 100 mCi/vuosi
 - c halogeenit yleensä alle 0.5 Ci/vuosi

- 2 Nestepäästöt
 - a fissio ja korroosiotuotteet (ei ^3H)
 yleensä alle 10 Ci/vuosi
 Tyypillinen arvo Ca 0.03 Ci/MWe-vuosi
 - b Tritium
 Tyypillinen BWR 0.05 Ci/MWe-vuosi
 " PWR 10-20 Ci/MWe-"

Vuotuiset annokset laitokset "rajalla" mrem/vuosi

jalokaasut	rajalle	5 km et.
PWR	1	0.1
BWR	5	1
Aerosolit ja jodi	0.5	0.05

Maidossa ei ole havaittu arvon 10 pCi/l ylittävää määrää. Ko. määrä vastaa lapselle kilpirauhasannosta noin 40 mrem/vuosi.

Nestepäästöistä aiheutuneet annokset on arvioitu olevan alle 1 mrem/vuosi.

Paikalliset vaikutukset polttoaineenkäsittelylaitoksen läheisyydessä

Laitoskapasiteetti 5 - 10 tn/d

^{85}Kr -päästö yli 10^7 Ci/y

vastaa laitoksen läheisyydessä useiden satojen mrem koko-kehoannosta ja

vielä 3 km:n päässä useita kymmeniä mrem.

^3H -päästö suuruusluokkaa 10^6 Ci/y

Johtaa merkittävään annokseen, jos huomattavaa laimennuskapasiteettia ei ole olemassa.

Tritium

Tritium on luontoon kuuluva aine. Luonnollinen tritiumin tuotto (kosmisten hiukkasten ja ilman O ja H reaktiot) on noin 1.6 MCi/vuosi, aiheuttaen ilmaan pitoisuuden 6 - 24 pCi/l, mikä merkitsee vuotuista säteilyannosta 0,6 - 2,5 μ rad pehmeään kudokseen. Pommikokeista syntyi noin 1900 MCi, mikä vastaa kokonaisannosta 3 mrad.

	Integr. MCi (^3H)	kokonaisannos
1970	0.97	0.0015 mrad
2000	550	0.85 "

Krypton

Ilmakehässä on pommikokeiden seurauksena syntyneestä ^{85}Kr :stä noin puolet jäljellä eli noin 1,5 MCi. Alunperin 3 MCi:n määrän on laskettu vastaavan gonadiannosta 0,2 μ rad.

	Integr. MCi (^{85}Kr)	kokonaisannos
1970	24	0.0012 mrad
2000	8,1 x 10 ³	0.54 "

Luonnollisesti voimalaitosten ja polttoaineen käsittelylaitosten läheisyydessä asuvien ihmisten kohdalla tilanne on melkoisesti toinen mutta seuraava yhdistelmätaulukko antanee yleiskuvan ihmisen säteily-ympäristöstä ja siihen vaikuttavista tekijöistä.

Eri lähteistä peräisin olevat "luonnosta" gonadeihin tulevat kokonaissäteilyannokset mrad

ilmassa	A-kokeet	Ydinenergian tuotto	
	kraaterit	1970	2000
120	2×10^{-2}	9×10^{-4}	2×10^{-1}

Vuotuinen luonnollinen gonadiannos 93 mrad

VIITE UNSCEAR 1972
 Ionizing Radiation: Levels and Effects
 Volume I: Levels
 CEC Raportti 2438/III/72-E
 Brussels, Dec. 12th, 1972

Loviisan ydinvoimalaitoksen radioaktiivisten jätteiden käsittelystä

Loviisan voimalaitoksessa käytössä syntyviä radioaktiivisia kaasuja, nesteitä ja kiinteitä aineita keräävät ja käsittelevät laitteet ja järjestelmät kuuluvat ns. jätteiden käsittelylaitokseen. Tämä on suunniteltu siten, että se pystyy tehokkaasti toimimaan vielä kun 1 %:ssa polttoaine-elementtejä on pieniä ja 0,1 %:ssa suuria vuotoja kuoressa ja fissiotuotteita on näin päässyt primääripiirin veteen eli jäähdytteeseen. Virallisemmin sanottuna asia voidaan ilmaista seuraavasti:

"The station is designed to be able to operate with fuel defects not exceeding the following values:

- One percent of the total number of fuel rods having a leakage corresponding to an escape rate coefficient for fission gases of 10^{-8} 1/s
- One tenth of a percent of the total number of fuel rods having a direct escape path from the pellet surface layer to the coolant."

Radioaktiivisten vesien sekä nestemäisten jätteiden käsittelystä

Radioaktiivisten vesien käsittelyä varten on neljä eri laitosta ja toimintaa:

- primääripiirin veden jatkuva puhdistus
- primääripiiristä poistetun veden puhdistus ja boorihapon talteenotto
- allasvesien puhdistus
- reaktorirakennuksen ja apurakennuksen erikoisviemäreistä tulevien vesien puhdistus ja varastointi

Primääripiirin veden jatkuva puhdistus on esitetty kuvassa 1. L01 viittaa Loviisan voimalaitoksen ensimmäiseen yksikköön. Reaktorirakennuksessa sijaitseva puhdistuslaitos on kaksiosainen ja kumpikin osa toimii normaalisti jatkuvasti teholla 20 t/h. Vesi otetaan pääkiertopumppujen painepuolelta ja

palautetaan puhdistuksen jälkeen takaisin piiriin. Tulevan veden lämpötila on normaalisti $+65^{\circ}\text{C}$. Kussakin ioninvaihtimessa on hartsia $1,2\text{ m}^3$ ja nämä vaihdetaan korkeintaan kerran vuodessa, todennäköisesti ne toimivat 2-3 vuottakin. Regenerointia eli elvytystä edeltää aina vedellä suoritettu hartsien kuohkeutus.

Yksinäinen sekaioninvaihdin, jonka hartsit ovat muodossa NH_4^+ , $\text{K}^+/\text{BO}_3^{3-}$, toimii lähinnä mekaanisena suodattimena korroosiotuotteita poistaen. Sen puhdistus tapahtuu ajoittaisilla vesikuohkeutuksilla eikä sitä regeneroida.

NH_4^+ , K^+ -muodossa toimiva kationinvaihdin ylläpitää primäärivedessä NH_4^+/K^+ -tasapainoa, poistaa korroosiotuotteita sekä jonkun verran radioaktiivisiakin kationeja. Regenerointi n. 5 % HNO_3 -liuoksella suoritetaan vuosittain.

BO_3^{3-} -muotoinen anioninvaihdin poistaa radioaktiivisia anioneja, kuten esim. J^- , Cl^- . Regenerointi suoritetaan kahdesti vuodessa n. 5 % KOH -liuoksella.

Kerran viikossa voi esiintyä tarvetta muuttaa primääripiirin veden H_3BO_3 -pitoisuutta (boorisäätö). Tämä suoritetaan poistamalla primääripiiristä H_3BO_3 -pitoista vettä ja pumppaamalla sinne ionivaihdettua vettä tai laimeampaa H_3BO_3 -liuosta.

Piiristä uloslaskettu vesi johdetaan apurakennuksessa sijaitsevaan puhdistuslaitokseen, jonka teho on 65 t/h (kuva 2). Täällä tapahtuu varsinainen kationien poisto primäärivedestä. Laitoksen hartsit vaihdetaan kerran kahdessa vuodessa.

H^+ -kationinvaihdin poistaa esim. kationien K, Cs, Fe ja Co lisäksi myös korroosiotuotteista n. 80 %. Toimintalämpötilana on $+85^{\circ}\text{C}$ ja hartsia $2,5\text{ m}^3$, minkä regenerointi n. 5 % HNO_3 -liuoksella suoritetaan kolmesti vuodessa.

BO_3^{3-} -anioninvaihdin poistaa loputkin korroosiotuotteet sekä radioaktiivisia anioneja toimintalämpötilassa $+85^{\circ}\text{C}$. $2,5\text{ m}^3$:n hartsimäärän regenerointi suoritetaan n. 5 % NaOH -liuoksella kahdesti vuodessa.

OH^- -anioninvaihdinta käytetään reaktorin seisoessa primääriveden puhdistamiseen $+60^{\circ}\text{C}$:ssa. Se pystyy tarvittaessa absorboimaan BO_3^{3-} -ioneja H_3BO_3 :ksi lasketuna yli 600 kg . Regenerointeja n. 5 % NaOH -liuoksella kaksi kertaa vuodessa.

Suurista saastuneen lauhteen säiliöistä vesi pumpataan haihduttimeen, jonka teho on 6-7 t/h. Täällä tapahtuu H_3BO_3 -liuoksen konsentrointi n.4%:iin. Tämä boorikonsentraattiliuos jäädytetään ennen johtamista ioninvaihtolaitokselle, missä tapahtuu sen puhdistus kationisista ja anionisista epäpuhtauksista. Ioninvaihtimen hartsimäärän $1,2 m^3$ regenerointi tapahtuu kahdesti vuodessa ja hartsit vaihdetaan kolmen vuoden välein. Puhdas H_3BO_3 -liuos välivarastoidaan ja annostellaan taas tarvittaessa primääripiiriin.

Haihduttimesta poistuneesta tisleestä erotetaan liuennaina olleet kaasut (esim. Kr ja Xe) lauhdutinkaasunpoistimessa aktiivisten kaasujen käsittelylaitokselle ja lauhde pumpataan jäädyttimen kautta $+40^{\circ}C$:na ioninvaihtolaitokselle. Täällä on ioninvaihtimessa $1,2 m^3$ hartsia, regenerointi kolmesti vuodessa ja vaihto neljän vuoden välein. Tarkistussäiliöistä suoritettun radioaktiivisuus- yms. mittausten jälkeen puhdistettu vesi käytetään normaalisti laitoksen lisävedeksi ja johdetaan puhdistetun lauhteen säiliöihin.

Kuvassa 2. on myös esitetty 40 t/h -tehoinen allasvesien puhdistuslaitos, joka toimii yleensä vain reaktorin seisoessa. Kussakin ioninvaihtimessa on toimintalämpötilana $20-30^{\circ}C$, hartsia $2,0 m^3$ ja vaihto joka toinen vuosi.

Kahta rinnankytkettyä mekaanisina suodattimina toimivaa kationinvaihdinta ei ehkä tulla regeneroimaan, mutta H^+ -kationinvaihtimelle suoritetaan kahdesti ja OH^- -anioninvaihtimelle kerran vuodessa regenerointi. Anioninvaihdin kykenee absorboimaan $300 kg H_3BO_3$.

Kuvassa 3. esitetään viemäriveresien puhdistus. Radioaktiivisista tiloista tulevat pesu- ja viemäriveredet, radioaktiiviset proessivuotovedet ja käytetyt dekontaminointiliuokset kootaan ja jaoitellaan laatunsa mukaan eri keräilyssäiliöihin. Kuvassa on toinen keräilyssäiliö reaktorirakennuksen ja toinen apurakennuksen kellarikerroksessa. Ensin mainittuun johdetaan vedet lähes 40 lattiakaivosta, jälkimmäiseen lähes 140:stä. Laboratoriorakennuksen kahta $20 m^3$:n keräilyssäiliötä ei ole kuvassa esitetty.

Viemäriveresille suoritetaan ensin mekaaninen suodatus H^+ -kationinvaihtimessa, jonka $0,8 m^3$:n hartsimäärää ei regeneroida vaan vaihdetaan kahdesti vuodessa, Esimerkiksi Co ja Zr pidättyvät hartsiin.

Välivarastoinnin jälkeen johdetaan vettä 6-7 t/h päänhaihduttimeen, jonka likaantumista estetään annostelemalla tulevaan veteen alkalia niin paljon, että pH on n. 10. Päänhaihduttimen yhteydessä toimivasta apuhaihduttimesta poistuu jaksotain kuiva-ainepitoisuudeltaan n. 40 % lietettä Monte-Jusiin, josta se paineilman avulla siirretään edelleen nestemäisten jätteiden varastoon. Päänhaihduttimesta, jonka dekontaminointikerroin on n. 10^5 , tisle siirtyy lauhdutinkaasunpoistimeen, missä tapahtuu liuenneiden kaasujen poisto aktiivisten kaasujen käsittelylaitokselle. Lauhde johdetaan edelleen aktiivihiihliuodattimiin, joiden tarkoitus on poistaa vedessä oleva öljy. Suodattimen toimintalämpötila on $90-100^{\circ}\text{C}$ ja täyteaineena on $1,5\text{ m}^3$ koivuhiiltä, mikä vaihdetaan vuosittain. Jäähdytetty lauhde johdetaan $+40^{\circ}\text{C}$:na kationin- ja anioninvaihtimeen, joiden hartsit regeneroidaan kolmesti vuodessa ja vaihdetaan neljän vuoden välein. Ioninvaihtimen hartsimäärä on $1,2\text{ m}^3$.

Tarkistussäiliöissä suoritettujen radioaktiivisuus- yms. mittausten jälkeen puhdas vesi johdetaan puhdistetun lauhteen säiliöihin laitoksen lisävedeksi tai jos vesiä on ylimäärin niin mereen. Jos vesi on radioaktiivista, niin se palauteetaan varastosäiliöihin uudelleen puhdistettavaksi.

Kuvassa 4. on esitetty nestemäisten jätteiden varasto. Se on erillinen rakennus, joka on yhdistetty putkitunnelilla apurakennukseen. Sen kapasiteetti riittää vähintään 5 vuoden laitostoimintaa varten. Ruostumattomasta teräksestä valmistetut 400 m^3 :n jätesäiliöt sijaitsevat betonilohkoissa, joita ympäröiviin seinisiin ja lattioihin on asennettu ruostumaton teräsverhous.

Käytetyt ioninvaihtohartsit siirretään veden ja paineilman avulla putkilinjoja myöten matala- sekä korkea-aktiivisäiliöihin. Myös hartsien kuohkeutukseen käytetyt vedet, regenerointikemikaalit, haihduttimien pesukemikaalit sekä putkistoihin ja laitteisiin käytetyt dekontaminointikemikaalit tulevat tänne. Haihduttimien pesu tapahtuu kolmesti vuodessa käyttäen peräkkäin $\text{NaOH} + \text{KMnO}_4$ -liuosta sekä $\text{HNO}_3 + \text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ -liuosta lämpötilassa $90-100^{\circ}\text{C}$. Dekontaminointiliuokset ovat vastaavanlaisia.

Näissä säiliöissä suoritetaan selkeytysseisotuksen jälkeen kirkastuneen veden poisto Monte-Jusilla. Vesi imetään tyhjiöpumpuilla Monte-Jusiin, josta se paineilamalla siirretään viemäriveresien käsittelylaitoksen varastosäiliöihin edelleen käsiteltäväksi (kuva 3). Veden poistoputket on säiliöissä porrastettu eri korkeuksille niin, että veden poisto voidaan suorittaa sen mukaan kun pohjalle kerääntyy sakkaa.

Haihdotusjättesäiliöihin johdetaan apuhaihduuttimesta (kuva 3) lietettä, jonka kuiva-ainepitoisuus on n. 40 %. Veden poistoa ei näistä säiliöistä suoriteta.

Jokaisesta säiliöstä voidaan, sen mahdollisesti vaurioituessa, siirtää sisältö Monte-Jusin avulla toiseen säiliöön. Sama poistomahdollisuus on betonilohkoista, joissa säiliöt sijaitsevat.

Säiliöissä on myös tuuletus ja kaasujen poistojärjestelmä, josta on kaasujen käsittelyn jälkeen yhteys voimalaitoksen tuuletuspiippuun.

Kaasumaisten jätteiden käsittelystä

Radioaktiivisten kaasujen käsittelylaitos sijaitsee apurakennuksessa. Sen tarkoituksena on tehdä prosessista kerättävät kaasut siinä määrin vaarattomiksi, että ne voidaan radioaktiivisuusmittauksen jälkeen päästää n. 100 m korkeaan tuuletuspiippuun, missä tapahtuu niiden nopea laimeneminen ilmaan.

Voimalaitosprosessissa erilaisia radioaktiivisia kaasuja kerätään jatkuvasti reaktorin apulaitteista, radioaktiivisten nesteiden säiliöistä ja käsittelylaitteista. Keruu tapahtuu typpikaasuhuuhtelulla, joka eliminoi vetyräjähdysvaaraa.

Typpikaasun ajamina siirtyneet radioaktiiviset vetyä sisältävät jalokaasut kuumennetaan sähkölämmittimillä ennen niiden johtamista katalyyttisiin polttolaitteisiin. Nämä ovat Pt-päällystettyä Al_2O_3 -katalyyttejä, joissa tapahtuu vedyn täydellinen palaminen ylimäärin lisätyn happimäärän kanssa. Syntyvä vesi poistetaan. Näin eliminoidaan täydellisesti räjähdysvaarallisen vetypitoisuuden muodostuminen jätekaasuissa. Täältä kaasut johdetaan edelleen kaasumaisten jätteiden käsittelylaitokselle.

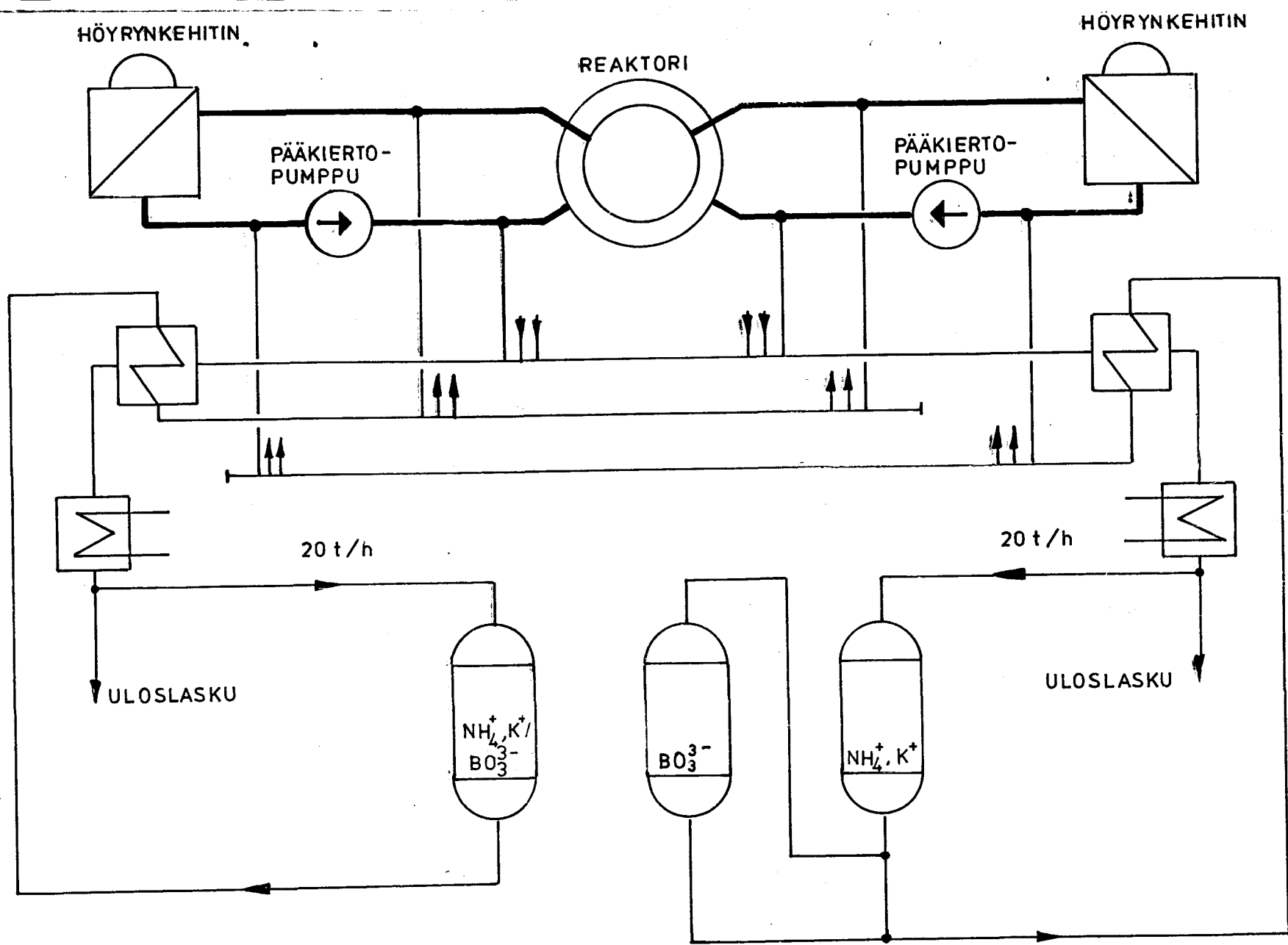
Käsittelylaitoksella (kuva 5) on kolme samanlaista linjaa. Normaalisti yksi toimii, yksi on regeneroitavana ja yksi on varalla. Kunkin linjan maksimikapasiteetti on $60 \text{ m}^3/\text{h}$ (NTP) ja normaali käytössä tulee kaasuja $6 \text{ m}^3/\text{h}$ (NTP). Käsittelyssä poistetaan kaasuista kosteus ja likahiukkaset kosteudenerottimilla ja aerosolisuodattimilla. Zeoliittisuodattimien toiminta on tärkeä. Ne poistavat kaasuista erittäin tarkoin kosteuden. Näin saadaan kaasujen läpimeno aktiivihiihliisuodattimissa hyvin hitaaksi ja radioaktiivinen hajoaminen ehtii tapahtua. Zeoliittisuodattimista voi toinen olla käytössä toisen ollessa regeneroitavana. Tämä suoritetaan puhaltamalla kuumaa (n. 400°C) ilmaa vastavirtaan suodattimen läpi noin vuorokauden ajan, jolloin sitoutunut kosteus poistuu.

Aktiivihiiლისუოდattimessa tapahtuu varsinainen deaktivointi viivyttämällä jalokaasuja hyvin pitkiä aikoja, esim. Kr n. 100 h ja Xe n. 60 vrk, ennen kuin ne puhalletaan tuuletuspiippuun. Suodatin on koostunut 24 lohkoista, joissa kussakin on aktiivihiiiltä 1,64 m³. Ne absorboivat kokonaan radioaktiiviset jodisotootit. Niitä ei regeneroida. Vaihtoväli määräytyy pääasiassa mekaanisen kulutuksen johdosta ja käyttöikä tulee todennäköisesti olemaan n. 10 vuotta.

Kiinteiden jätteen käsittelystä

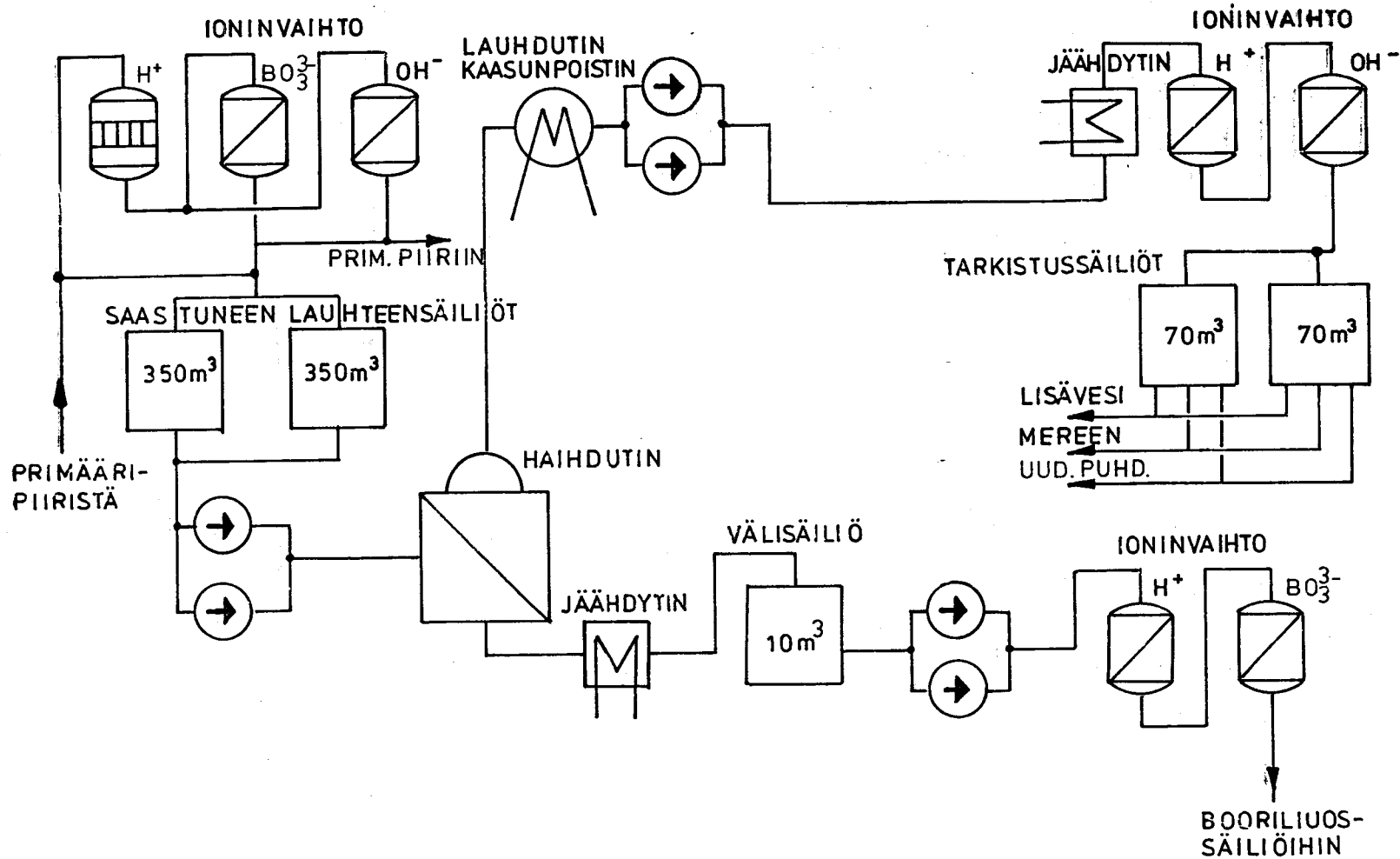
Kiinteillä jätteillä tarkoitetaan esim. aktiivisia paperijätteitä, muovisuojuksia, konepyyhkeitä, työpukuja, poistoilmatuulettimien käytettyjä suodattimia sekä käytöstä poistettuja aktiivisia laiteosia.

Kiinteille jätteille on apurakennuksessa sijaitsevan päivävaraston lisäksi varattu 10 vuodeksi mitoitettu varasto, missä jätteet on sijoitettu terästyntyreihin. Nämä varastot on niin suunniteltu, ettei niistä ole suoraa säteilyvaaraa ympäristölle eikä aktiivisuutta pääse ulos.



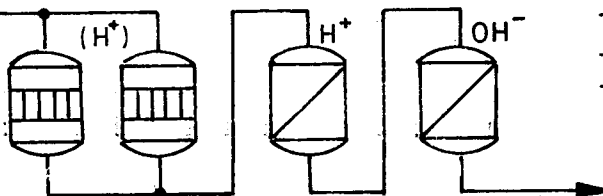
PRIMÄÄRIVEDEN PUHDISTUSLAITOS (L01)

ULOSLASKUVESIEN KÄSITTELY JA VARASTOINTI (L01)



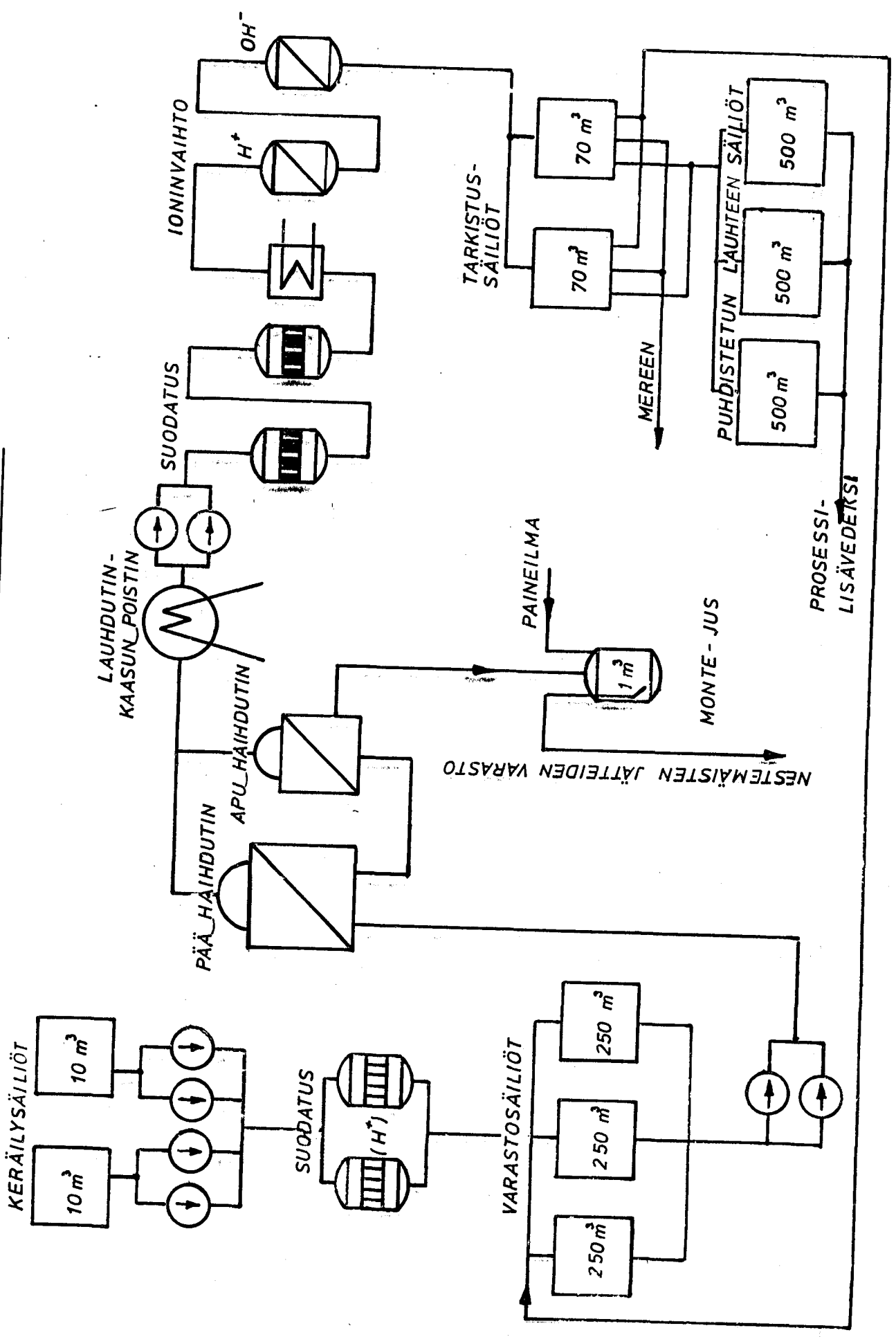
ALLASVESIEN PUHDISTUSLAITOS (L01 JA L02)

- JÄÄHDYTYSALTAASTA
- UUELLEEN LATAUSALTAISTA
- BOORIVEDEN HÄTÄVARASTO-SÄILIÖISTÄ

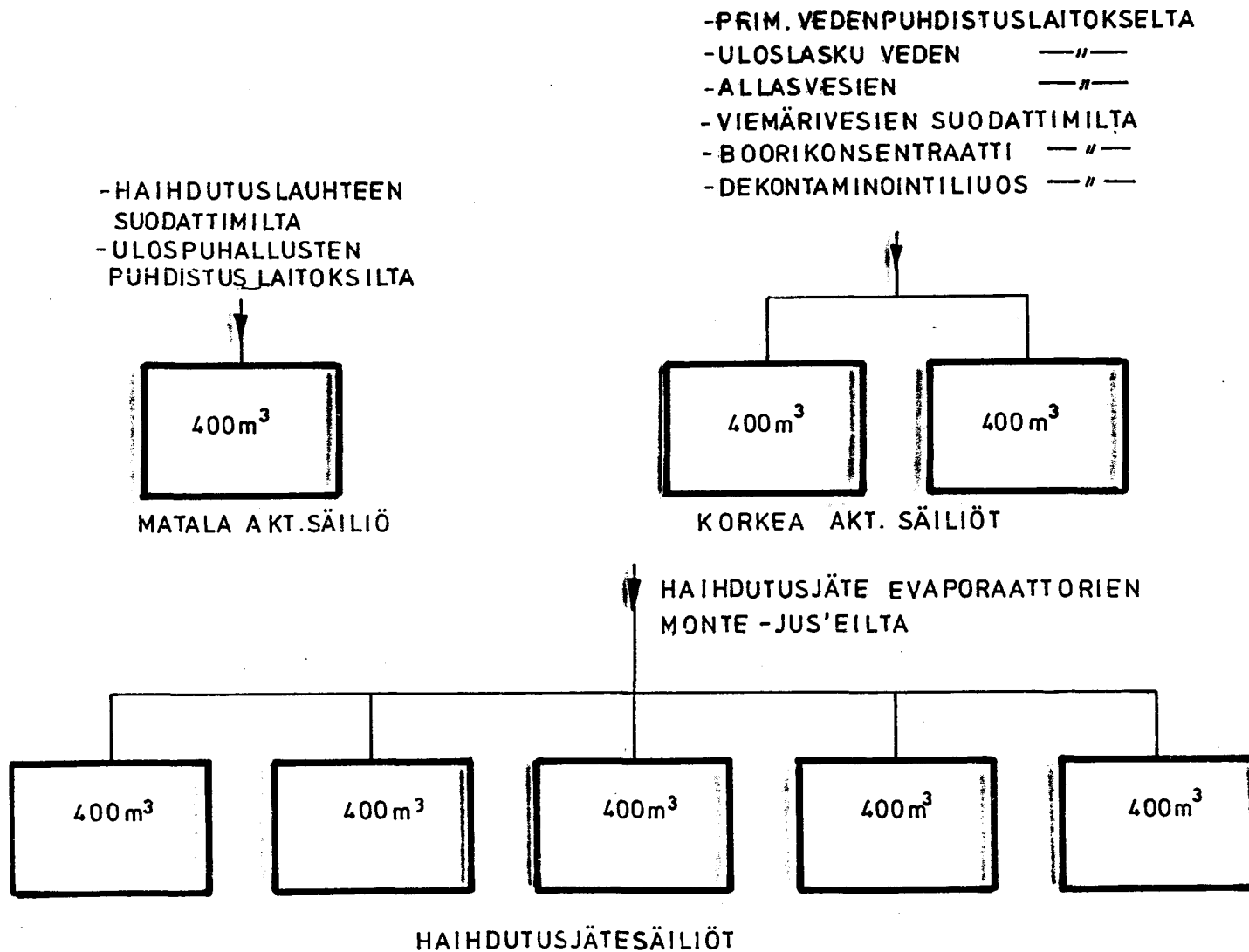


- JÄÄHDYTYSALTAASEEN
- UUELLEEN LATAUSALTAISIIN
- BOORIVEDEN HÄTÄVARASTO-SÄILIÖIHIN

VIEMÄRIVESIEN KÄSITTELYLAITOS (L01)



NESTEMÄISTEN JÄTTEIDEN VARASTO (LO 1)



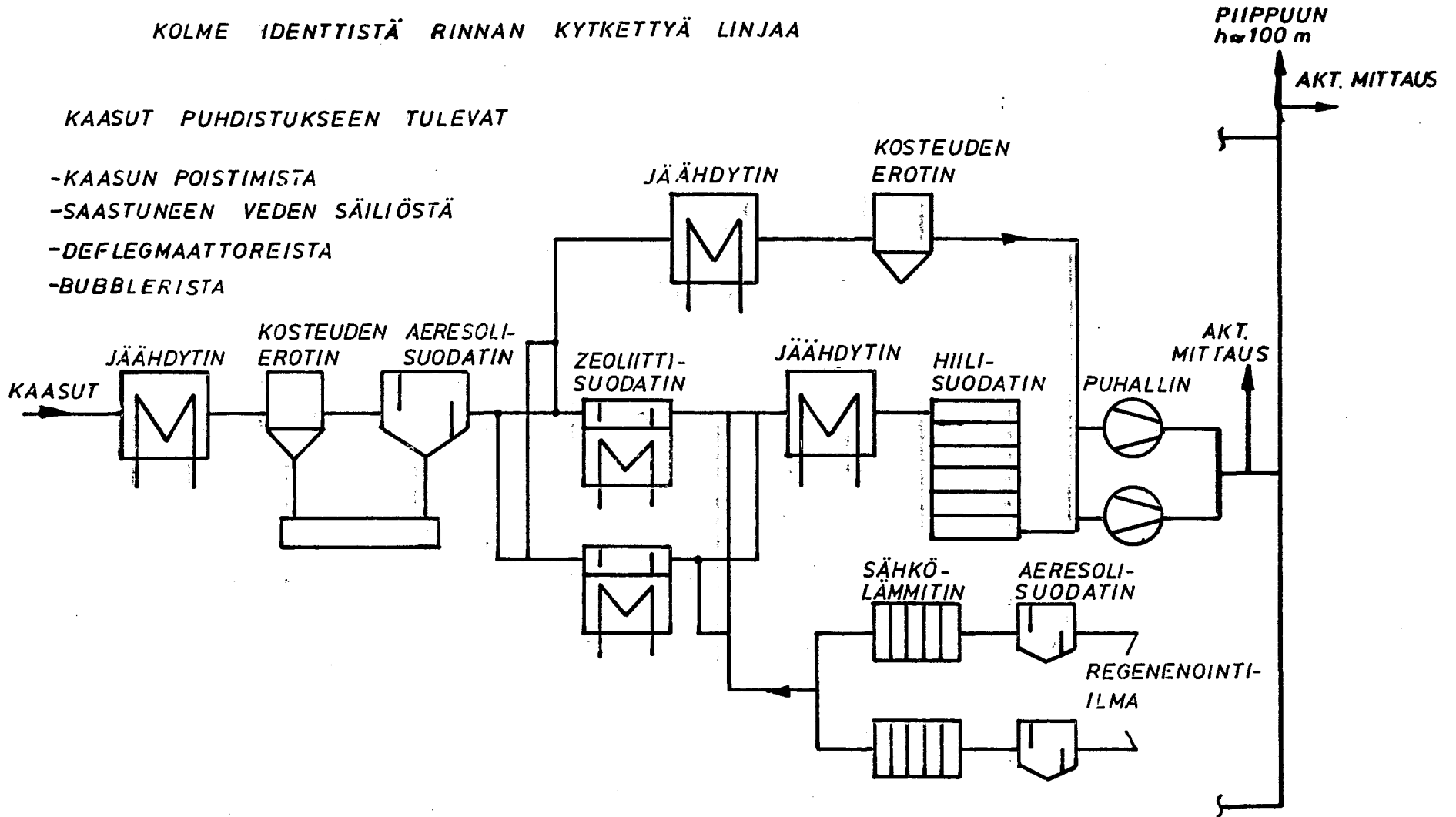
KUVA 4

RADIOAKTIIVISTEN KAASUMAISTEN JÄTTEIDEN KÄSITTELY (LO1)

KOLME IDENTTISTÄ RINNAN KYTKETTYÄ LINJAA

KAASUT PUHDISTUKSEEN TULEVAT

- KAASUN POISTIMISTA
- SAASTUNEEN VEDEN SÄILIÖSTÄ
- DEFLEGMAATTOREISTA
- BUBBLERISTA



KUVA 5