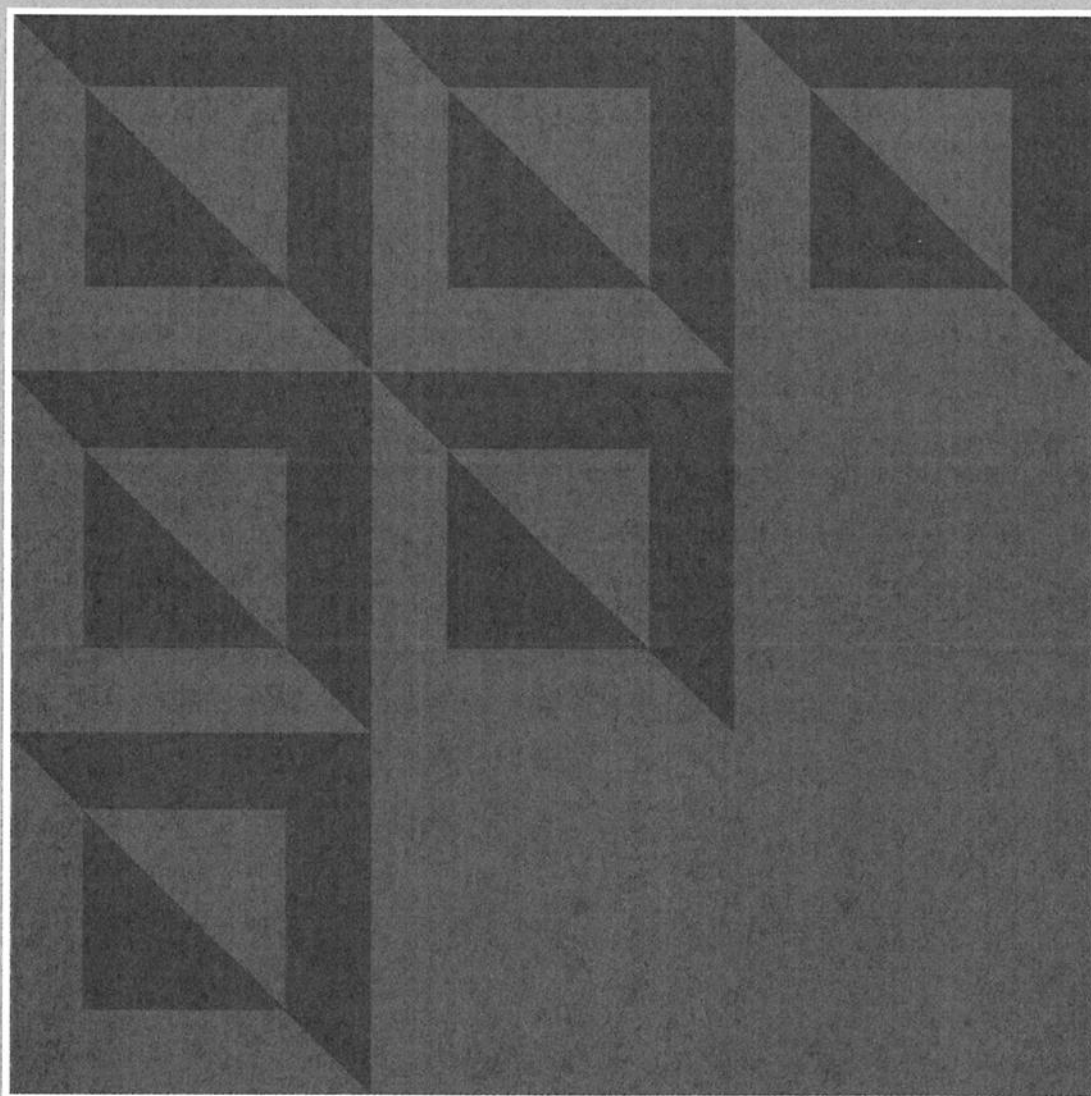


# Käytetyn ydinpolttoaineen huollon vaihtoehdot

Pitkäaikaisvarastointi ja transmutaatio



Kauppa- ja  
teollisuusministeriön  
tutkimuksia ja raportteja  
10/1999





KAUPPA- JA  
TEOLLISUUSMINISTERIÖ

Aleksanterinkatu 4, PL 230, 00171 HELSINKI  
Puhelin (09) 1601, Telekopio (09) 160 3666

Julkaisusarjan nimi ja tunnus  
Tutkimuksia ja raportteja 10/1999

Tekijät (toimielimestä: nimi, puh.johtaja, sihteeri)		Julkaisu-aika Huhtikuu 1999
Markku Anttila Mikael Björnberg Seppo Vuori		Toimeksiantaja(t) Kauppa- ja teollisuusministeriö
		Toimielimen asettamis-pvm
Julkaisun nimi Käytetyn ydinpolttoaineen huollon vaihtoehdot. Pitkäaikaisvarastointi ja transmutaatio		
Tiivistelmä Suomen ydinvoimaloiden tuottama käytetty polttoaine on nykyisten suunnitelmien mukaan tarkoitettu loppusijoittaa väli-varastointin jälkeen syvälle kallioperään sellaisenaan vankkarakenteisiin kapseleihin suljettuna. Tässä selvityksessä tarkastellaan kahta muuta käytetyn ydinpolttoaineen käsittelyn vaihtoehtoa, pitkäaikaisvarastointia ja nukliidi-transmutaatiota, sekä verrataan niitä suoraan loppusijoitukseen nimenomaan Suomen olosuhteissa. Tarkastelun kohteena ovat erityisesti vaihtoehtojen lyhyen ja pitkän aikavälin säteily- ja ympäristöturvallisuus sekä tekninen ja taloudellinen toteutettavuus. Viimeisten kymmenen vuoden aikana on useissa maissa käynnistetty uudelleen laajoja tutkimusohjelmia, joissa selvitetään mahdollisuuksia tehostaa jälleenkäsittelyprosessia siten, että käytetystä polttoaineesta erotettaisiin uraanin ja plutoniumin ohella erilleen myös muita aktinideja ja muutamia pitkäikäisiä fissiotuotteita. Erotetut alkuaineet tai niiden vaaralliset isotoopit muunnettaisiin toisiksi nuklideiksi joko tavanomaisissa reaktoreissa tai erityisissä transmutaatiolaitoksissa. Tavoitteena on lyhentää sitä aikaväliä, jonka kuluessa loppusijoitetuista ydinjätteistä voisi aiheutua vaaraa ympäristölle. Kaikissa vaihtoehdoissa tulee kuitenkin varautua ydinjätteiden loppusijoitukseen. Loppusijoitusjärjestelmän toisiaan varmistavien luonnollisten ja teknisten vapautumisesteiden toimiessa suunnitellusti loppusijoituksesta aiheutuvat säteilyhaitat jäävät kaikissa vaihtoehdoissa selvästi turvallisuusvaatimusten mukaisten rajojen alapuolelle. Reaktori- tai kiihdytinpohjaisen transmutaation soveltaminen käytetyn ydinpolttoaineen huoltoon on vielä varhaisessa kehitysvaiheessa. Toistaiseksi ei ole varmuutta, voidaanko tarvittava teknologia kehittää laajamittaisesti sovellettavalle tasolle lähivuosikymmeninä. Yhtenä tärkeänä edellytyksenä teknologian käyttöönotolle on ydinenergian käytön säilyminen merkittävänä tai mieluummin paluu kasvavaksi energian tuotantomuodoksi maailmanlaajuisesti. Tarvittavan teknologian monimutkaisuuden vuoksi ei Suomen suppeassa ydinvoimahjelmassa ole tässä vaiheessa tarkoituksenmukaista eikä taloudellisesti järkevää perustaa käytetyn polttoaineen huoltoa tämän vaihtoehdon varaan, vaan jatkaa nykyisen ratkaisumallin kehittelyä. Pitkäaikaisvarastointia koskien voidaan todeta, että väli-varastointijakso sisältyy jo nykyiseen perusratkaisumalliin, mikä tarjoaa sellaisenaan mahdollisuuden harkita pitkään käytetyn ydinpolttoainehuollon perusratkaisuiden, suora loppusijoitus vai jälleenkäsittely, valintaa. Suomessa valittu märkä väli-varastointiratkaisu on jatkettavissa huolellisesti valvottuna vielä useita vuosikymmeniä pitempäänkin kuin mitä nyt sisältyy perussuunnitelmaan. Mikäli halutaan korostaa mahdollisuutta loppusijoitusratkaisujen palautettavuuteen, ei nykyisen tietämyksen perusteella ole kuitenkaan järkevää rakentaa eri periaatteella toimivaa valvottua väli-varastoa esimerkiksi kallion pintaosiin. Tällainen ratkaisu on edelleen vain tilapäisratkaisu, mikä ei toteuta ydinenergiain vaatimusta sijoittamisesta pysyväksi katsottavalla tavalla Suomeen.		
Avainsanat (asiasanat) ydinjätehuolto, käytetty ydinpolttoaine, loppusijoitus, turvallisuus, ympäristövaikutukset		
ISSN 1236-2352		ISBN 951-739-459-4
Kok.sivumäärä 64	Kieli Suomi	Hinta 76 mk
Julkaisija Kauppa- ja teollisuusministeriö		Kustantaja OY EDITA AB

## Esipuhe

Ydinjätehuollon ohjelmassa on vuosina 1998 - 1999 ollut meneillään käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituslaitoksen ympäristövaikutusten arviointimenettely (YVA). Loppusijoitushankkeesta vastaava Posiva Oy tarkastelee YVA-menettelyssä neljää vaihtoehtoista laitoksen sijaintipaikkaa.

Ydinlaitosten YVA-menettelyn yhteysviranomaisena toimiva kauppa- ja teollisuusministeriö järjesti vuonna 1998 Posiva Oy:n laatimaa loppusijoituslaitoksen YVA-ohjelmaa koskevan kuulemisen. Useissa lausunnoissa ja mielipiteissä kiinnitettiin huomiota siihen, että hankkeen vaihtoehtojen tarkastelu oli ohjelman mukaan suppeata. Ministeriö totesi ohjelmaa koskevassa yhteysviranomaisen lausunnossaan, että perusratkaisun vaihtoehtoja on tarpeen tarkastella laajemmin.

Hankkeesta vastaavalta ei ehkä voida vaatia laajoja selvityksiä sellaisista vaihtoehtoista, jotka eivät ole voimassaolevan ydinenergialain ja jätehuoltovelvollisia sitovien kauppa- ja teollisuusministeriön päätösten mukaisia. Tämän takia ministeriö piti tarpeellisenä teettää myös jätehuoltovelvollisista riippumattomia selvityksiä käytetyn ydinpolttoaineen huollon vaihtoehtoista.

Lausuntonsa mukaisesti ministeriö tilasi VTT Energialta riippumattoman selvityksen käytetyn ydinpolttoaineen huollon vaihtoehtoista, kuten valvottu pitkäaikaisvarastointi ja jätemäärien pienentäminen jatkokäsittelyllä niin sanotuissa transmutaatiolaitoksissa. Ministeriön esittämien suuntaviivojen mukaisesti laaditun katsauksen tavoitteena on ollut verrata ratkaisuja suoraan loppusijoitukseen nimenomaan Suomen olosuhteissa. Tarkastelun kohteina ovat vaihtoehtojen lyhyen ja pitkän aikavälin säteily- ja ympäristöturvallisuus ja niiden tekninen ja taloudellinen toteutettavuus. Lisäksi on pyritty arvioimaan muun muassa ratkaisujen mahdollista vaikutusta ydinase materiaalien leviämisen uhkaan.

Ympäristövaikutusten arviointiselostus tulee liittää loppusijoituslaitoksen toteuttamista koskevan periaatepäätöshakemukseen. Ydinenergia-asetuksen 26 §:n mukaan ministeriön on toimitettava valtioneuvostolle periaatepäätöksen ratkaisemista varten katsaus käytössä olevista ja suunnitelluista ydinjätehuollon menetelmistä. Tämä selvitys on tarkoitettu osaksi kyseistä katsausta. Lisäksi tämän selvityksen tarkoituksena on tukea yleisemminkin käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituslaitosta koskevaa päätöksentekoa ydinenergialain ja ympäristövaikutusten arviointia koskevan lain mukaisissa menettelyissä.

Helsingissä huhtikuussa 1999

Kauppa- ja teollisuusministeriö  
Energiaosasto

# Sisällysluettelo

Esipuhe .....	5
Sisällysluettelo .....	7
<b>1. Johdanto .....</b>	<b>9</b>
<b>2. Käytetyn ydinpolttoaineen huollon vaihtoehdot .....</b>	<b>12</b>
2.1 Ydinpolttoainekierron ja käytetyn ydinpolttoaineen huollon nykyiset päävaihtoehdot .....	13
2.2 Kehittyneen erottelutekniikan ja transmutaation merkitys loppusijoituksen turvallisuudelle.....	16
2.3 Kehittyneen erottelutekniikan nykytaso .....	18
2.4 Erotettujen alkuaineryhmien jatkokäsittely .....	20
2.5 Vaihtoehtoiset menetelmät Suomen ydinjätehuolto-ohjelmassa .....	20
<b>3. Valvottu pitkäaikaisvarastointi ja loppusijoituksen palautettavuus .....</b>	<b>23</b>
3.1 Pitkäaikainen välivarastointi vesialtaissa .....	24
3.2 Kapseloidun polttoaineen kuivavälivarastointi.....	25
3.3 Erityisvälivarastointiratkaisut.....	26
3.4 Loppusijoituksen palautettavuus ja eettiset näkökohdat.....	27
3.5 Yhteenveto välivarastointiin ja palautettavuuteen liittyvistä näkökohdista .....	29
<b>4. Nukliditransmutaatio .....</b>	<b>31</b>
4.1 Nukliditransmutaatio ja ydinpolttoainekierron tehostaminen .....	31
4.2 Nukliditransmutaatio ydinjätehuollon osana.....	33



<b>4.3 Katsaus tärkeimpiin P&amp;T-tutkimusohjelmiin .....</b>	<b>34</b>
4.3.1 Japani: OMEGA-tutkimusohjelma .....	34
4.3.2 Ranska: SPIN-tutkimusohjelma .....	34
4.3.3 Euroopan unionin P&T-tutkimus .....	35
<b>4.4 Tehostettu jälleenkäsittelyprosessi .....</b>	<b>36</b>
4.4.1 Tavoitetaso .....	36
4.4.2 Nestemäinen jälleenkäsittely .....	36
4.4.3 Pyrokemiallinen jälleenkäsittely .....	38
4.4.4 Tehostetun erottelun lisävaatimukset .....	40
<b>4.5 DUPIC-polttoainekierto .....</b>	<b>41</b>
<b>4.6 Reaktoriperusteinen nukliditransmutaatio .....</b>	<b>42</b>
4.6.1 Polttoaineen käytön suunnittelu .....	42
4.6.2 Transmutaatiokohtioiden valmistustekniikka .....	43
4.6.3 Reaktoritransmutaation mahdollisuudet .....	43
<b>4.7 Kiihdytinavusteinen nukliditransmutaatio .....</b>	<b>47</b>
4.7.1 Kiihdytin ja alikriittinen reaktori .....	48
4.7.2 Kiihdytinavusteisen laitoksen kustannukset ja transmutaatiokapasiteetti .....	52
4.7.3 Ulkomaiset hankkeet ja lähitulevaisuuden näkymät .....	53
4.7.4 Kiihdytinavusteinen transmutaatio Suomen oloissa .....	56
<b>4.8 Muita transmutaatiovaihtoehtoja .....</b>	<b>57</b>
4.8.1 Fotonisäteilyyn perustuva nukliditransmutaatio .....	57
4.8.2 Fuusioreaktoriavusteinen transmutaatiolaitos .....	57
<b>5. Kirjallisuusviitteet .....</b>	<b>58</b>

# 1. Johdanto

Suomen ydinvoimaloiden tuottama käytetty polttoaine on nykyisten suunnitelmien mukaan tarkoitus loppusijoittaa syvälle kallioperään. Loppusijoitusta edeltää muutaman kymmenen vuotta kestävä välivarastointi. Sen jälkeen käytettyä ydinpolttoainetta ei toimiteta jälleenkäsiteltäväksi, vaan se on tarkoitus sellaisenaan kapseloida erityisesti loppusijoitusta varten suunniteltuihin vankkarakenteisiin metallikapseloihin. Tätä Suomen lisäksi monissa muissa maissa perusteellisesti tutkittua ydinjätehuollon vaihtoehtoa, suoraa loppusijoitusta, kutsutaan tässä selvityksessä perusmalliksi. Käytetyn ydinpolttoaineen lisäksi ydinvoiman tuotannossa syntyy myös muita jätteitä. Voimalaitoksilla käytön yhteydessä syntyvien vähä- ja keskiaktiivisten laitosjätteiden käsittelyä ja loppusijoittamista varten on Suomessa jo olemassa käytännön ratkaisut. Voimalaitosjätteiden loppusijoituslaitokset on otettu käyttöön molempien ydinvoimalaitosten alueella. Laitosten purkamisesta syntyvien jätteiden huollon varalta on tehty perusteellisia selvityksiä ja pitkäaikaista eristämistä edellyttävät purkujätteet on tarkoitus loppusijoittaa nykyisten loppusijoituslaitosten yhteyteen rakennettaviin lisätiloihin.

Suora loppusijoitus on ns. avoimen ydinpolttoainekierron viimeisin vaihe, jota edeltävät uraanin louhinta ja rikastus, uraanin väkevöinti U-235-isotoopin suhteen sekä polttoaineen valmistus ja sen lataaminen reaktoriin kahdeksi -viideksi vuodeksi. Reaktorista poiston jälkeen käytettyä ydinpolttoainetta varastoidaan useita vuosikymmeniä, minkä jälkeen se toimitetaan kapseloitavaksi loppusijoitusta varten. Avoimen kierron vaihtoehto on suljettu polttoainekierto. Siinä käytetty polttoaine jälleenkäsitellään muutaman vuoden varastoinnin jälkeen. Tällöin uraani ja plutonium erotetaan erilleen käytettäväksi uudelleen ydinreaktoreiden energianlähteenä välittömästi tai myöhemmin sopivaksi katsottuna ajankohtana. Suljetussa kierrossa ydinjätteeksi jää uraanista ja plutoniumista neutronisäteilytyksen seurauksena syntyvät muut raskaat alkuaineet, ns. sivuaktinidit, aktinidien radioaktiivisissa hajoamisissa syntyvät tytärnuklidit sekä fissio- eli halkeamistuotteet, jotka ovat sekoittuneina jälleenkäsittelyprosessissa käytettäviin kemiallisiin yhdisteisiin, yleensä liuoksiin. Tämä jäte pitää loppusijoittamista varten kiinteyttää ja sitoa sopivaan, hyvin stabiiliin materiaaliin. Lopputuloksena syntyvä runsasaktiivinen massa kapseloidaan tiiviisti ja sijoitetaan syvälle maaperään. Lisäksi käsittelyprosessissa syntyy vähä- ja keskiaktiivisia jätteitä, jotka on myös loppusijoitettava asianmukaisella tavalla.

Suljettu polttoainekierto on edelleen hyvin yleinen valinta, vaikka sen suosio on vähentynyt viime vuosina. Itse asiassa ensimmäiset kaupalliset jälleenkäsittelylaitokset valmistuivat länsimaissa vasta 1990-luvun alussa. Myös Loviisan ydinvoimalaitoksen käytetty polttoaine lähetettiin aina vuoteen 1996 saakka Neuvostoliittoon/Venäjäälle jälleenkäsiteltäväksi.

Suljetun ydinpolttoainekierron täydentämistä ryhdyttiin tutkimaan laajasti 1970-luvun alussa, kun ydinenergian rauhanomainen käyttö näytti laajenevan erittäin nopeasti. Tavoitteeksi asetettiin ydinjätteen aktiivisuuden alentaminen erityisesti pitkällä aikavälillä, minkä tiedettiin edellyttävän tärkeimpien sivuaktinidien (amerikium, neptunium ja curium) ja joidenkin fissiotuotteiden (lähinnä jodi, kesium ja teknetium) määrän vähentämistä. Siihen suunniteltiin päästävän muuttamalla kyseisten alkuaineiden pitkäikäiset radioaktiiviset isotoopit neutronisäteilytyksen avulla joko stabiileiksi tai alkuperäisiä huomattavasti lyhytikäisemmiksi nuklideiksi. Tällaisen nukliditransmutaatioksi kutsutun ratkaisun tekninen ja taloudellinen toteutettavuus todettiin 1980-luvun alussa päätyneissä tutkimusohjelmissa heikoksi. Loppupäätelmään vaikutti paitsi tiedon ja taidon silloinen taso myös ydinvoimaohjelmien nopea alasajo useimmissa kehittyneissä teollisuusvaltioissa.

Suljetun polttoainekierron tehostamista alettiin tutkia uudelleen ensiksi Japanissa sen jälkeen, kun maan ydinenergiapolitiikan uusi pitkän aikavälin ohjelma hyväksyttiin vuonna 1987. Ranskassa seurattiin esimerkkiä muutaman vuoden kuluttua. Siellä lähtökohtana oli 30.12.1991 hyväksytty laki ydinjätehuollon vaihtoehtojen selvittämisestä viidentoista vuoden kuluessa. Tutkittavat perusratkaisut olivat suora loppusijoitus, pitkäaikaisvarastointi ja nukliditransmutaatio mukaan luettuna sen mahdollisesti edellyttämä kehittynyt jälleenkäsittely & erottelu -tekniikka. Niin Japanissa kuin Ranskassa uusien tutkimusohjelmien avulla pyrittiin paitsi ydinjätehuollon turvallisuuden ja tehokkuuden parantamiseen niin myös yleensä ydinenergian rauhanomaisen käytön edellytysten turvaamiseen pitkällä aikavälillä ottaen huomioon myös käsittely- ja loppusijoituslaitosten yleinen hyväksyttävyys alueellisesti ja paikallisesti.

Japanin ja Ranskan, kahden johtavan ydinvoimavaltion, esimerkin mukaisesti monissa muissa maissa sekä Euroopan unionissa ja alan kansainvälisissä järjestöissä (Kansainvälinen atomienergiajärjestö IAEA, ja OECD:n ydinenergiajärjestö NEA) aloitettiin nukliditransmutaation ja muiden ydinpolttoainekierron uusien vaihtoehtojen tutkimus, mikä on tuottanut suuren määrän julkaisuja sekä kokeellisesta työstä että ennen kaikkea laskennallisista tarkasteluista.

Suuren yleisön tietoisuuteen nukliditransmutaatio tuli kuitenkin tavanomaisen ydinenergia-alan ulkopuolelta esitettyjen ideoiden kautta. Ensimmäinen virike oli yhdysvaltalaisen Los Alamosin kansallisen laboratorion (LANL, Los Alamos National Laboratory) tutkijoiden vuonna 1992 julkaisema laaja lehtiartikkeli. Siinä väitettiin, että hiukkaskiihdyttimen avulla tuotetun neutronilähteen avulla voitaisiin kehittää ydinreaktori, joka paitsi tuottaisi energiaa muuntaisi käytön aikana lähes kaikki syntyneet vaaralliset nuklidit lyhytikäisiksi tai stabiileiksi. Hieman myöhemmin eurooppalaisen hiukkaskiihdytinlaboratorion CERNin entinen johtaja, fysiikan Nobel-palkinnon saaja Carlo Rubbia työryhmineen julkisti näyttävästi suunnitelmansa ns. energiavahvistimesta (Energy Amplifier). Siinä oli tiettyjä yhtymäkohtia LANL:n esityksen kanssa, mutta myös eroavaisuuk-

sia. Kumpikin hanke on edelleen elossa, vaikkakin teknisiltä ratkaisuiltaan muuttuneina ja tavoitteiltaan realistisempina.

Suomessa ydinjätehuollon uusia vaihtoehtoja on seurattu kirjallisuustutkimuksien avulla. Esimerkiksi suoran loppusijoituksen ja tavanomaisen jälleenkäsittelyvaihdon säteily- ja ympäristöturvallisuutta on vertailtu Kauppa- ja teollisuusministeriön (KTM) toimeksiannosta VTT Energiassa (Vuori 1996). Tässä selvityksessä kuvaillaan kahta muuta käytetyn ydinpolttoaineen käsittelyvaihtoehtoa, pitkäaikaisvarastointia ja nukliditransmutaatiota. Tutkimuksen tilaajan, KTM:n, esittämien suuntaviivojen mukaisesti ratkaisuja verrataan suoraan loppusijoitukseen nimenomaan Suomen olosuhteissa. Tarkastelun kohteina ovat vaihtoehtojen lyhyen ja pitkän aikavälin säteily- ja ympäristöturvallisuus ja niiden tekninen ja taloudellinen toteutettavuus. Lisäksi on pyritty arvioimaan muun muassa ratkaisujen mahdollista vaikutusta ydinase materiaalien leviämisen uhkaan.

Tutkimuksen lähdeaineisto on laaja ja monipuolinen, erityisesti nukliditransmutaation tapauksessa. Siitä huolimatta ei ole mahdollista antaa mitään selviä numeroarvoja, joiden perusteella transmutaation sisältävää ydinjätehuollon vaihtoehtoa voisi verrata suoraan loppusijoitukseen turvallisuuden tai taloudellisuuden näkökulmasta. Tämä toteamus sisältää kuitenkin yhden selvän vastauksen: tehostetun suljetun ydinpolttoainekierron kehitystyö on vasta alullaan ja sen mahdollinen teollinen soveltaminen on vähintään useiden vuosikymmenien päässä.

Nukliditransmutaatiovaihtoehdolla, erityisesti hiukkaskiihdyttimen hyväksikäyttöön perustuvilla ratkaisuilla, voi kuitenkin olla oma osuutensa ydinjätehuollossa, jos ydinenergian rauhanomainen käyttö tulevaisuudessa merkittävästi laajenee. Sen tutkimus- ja kehitystyö voi tuottaa suhteellisen nopeastikin hyödyllisiä tuloksia, joita voidaan hyödyntää suunniteltaessa pitkän aikavälin ratkaisuvaihtoehtoja maailmanlaajuisesti. Nukliditransmutaatio on lisäksi mielenkiintoinen ja monipuolinen tutkimusaihe, joka kasvattaa yleisesti ydinenergia-alan kansallista osaamista. Suomessakin on syytä harkita alan tutkimuksen lisäämistä esimerkiksi uusia ydinenergia-alan asiantuntijoita koulutettaessa.

Selvitys jakaantuu kolmeen lukuun. Luku 2 on sekä johdatus selvitettäviin asioihin että myös johtopäätökset sisältävä yhteenveto. Luvussa 3 esitellään pitkäaikaisvarastointiin perustuvaan ydinjätehuollon vaihtoehtoon sekä loppusijoituksen palautettavuuteen liittyviä näkökohtia. Viimeisessä luvussa tarkastelun kohteena on nukliditransmutaatio ja sen mahdollisesti edellyttämä tehostettu jälleenkäsittely- eli erotteluteknikka. Tavanomaisiin reaktoreihin tai niiden parannettuihin versioihin perustuvaa transmutaatiota ja hiukkaskiihdytinavusteista transmutaatiota käsitellään luvun erillisissä alakohdissa. Transmutaation tekniikka kuvataan varsin perusteellisesti, koska aiheesta on saatavissa vain niukasti aikaisempaa suomenkielistä tekstiä.



## 2. Käytetyn ydinpolttoaineen huollon vaihtoehdot

Ydinvoimalaitosten polttoainekierron suunnittelun lähtökohtana pidettiin aluksi yleisesti periaatetta, jossa halkeamiskelpoisten aineiden mahdollisimman tehokkaan hyväksikäytön takaamiseksi uraanin lisäksi myös reaktoreissa syntyvä plutonium kierrätetään käytettäväksi polttoaineena. Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely on olennainen osa tällaista suljettua polttoainekiertoa.

Jo ydintekniikan kaupallisen käytön alkuvaiheessa tiedostettiin tarve huolehtia ydinenergian hyödyntämisestä aiheutuvista jätteistä, vaikka yksityiskohtainen suunnittelu katsottiin voitavan tehdä myöhemmin. Silloin tehtiin myös ensimmäiset selvitykset mahdollisuuksista muuntaa radioaktiivisia aineita vaarattomammiksi stabiileiksi aineiksi tai lyhytikäisemmiksi radioaktiivisiksi aineiksi. Tämän raportin myöhemmissä luvuissa esitetään katsaus uusimmista tutkimuksista, joissa selvitetään mahdollisuuksia hyödyntää erityyppisiä transmutaatiolaitoksia.

Periaatteellisina vaihtoehtoina runsasaktiivisten jätteiden tai käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoittamiselle esitettiin ydinvoimatekniikan kehityksen alkuvaiheessa muun muassa seuraavia vaihtoehtoja:

- lähettäminen avaruuteen
- hautaaminen napajäätikköihin
- tuhoaminen ja kiinteyttäminen kallioperän sisään maanalaisten ydinräjähdysten avulla
- laimentaminen valtameriin
- upottaminen kapseloituna syvien valtamerialtaiden pohjasedimenttiin
- sijoittaminen kapseloituna erittäin syviin reikiin kallioperässä
- loppusijoitus kapseloituna kallioperään muutaman sadan metrin syvyyteen.

Ensimmäiset neljä vaihtoehtoa on perinteisesti katsottu soveltumattomiksi joko toteutustekniikan luotettavuusongelmien tai ympäristövaikutusten tai molempien takia. Viimeksi mainittujen kolmen vaihtoehdon tekninen toteutettavuus on katsottu selvästi paremmaksi. Loppusijoitus valtamerisedimentteihin on 1980-luvulla OECD:n ydinenergiajärjestön piirissä tehdyissä selvityksissä (NEA 1988) todettu teknisesti toteuttamiskelpoiseksi ja aiheutuvat ympäristöhaitat olisivat erittäin alhaiset ja ihmisen tahattoman tunkeutumisen riski olisi samoin pieni. Samalla kuitenkin mahdollinen loppusijoituksen palautettavuus tulisi hyvin hankalaksi. Käytännössä suurimmaksi esteeksi tämän loppusijoitusvaihtoehdon

soveltamiselle on muodostunut poliittinen vastustus, sillä yleisessä keskustelussa tämä menettely erheellisesti yhdistetään jätteiden upottamiseen valtameren veteen. Kansainvälisin sopimuksin ydinjätteiden mereen upottaminen on nyt kiellettyä.

Tällä hetkellä vallitsee maailmalla varsin yksimielinen käsitys, että tutkituista perusvaihtoehtoista geologinen loppusijoitus tarjoaa käytännössä parhaat mahdollisuudet eristää runsasaktiiviset ydinjätteet biosfääristä. Perustoteutusmallin ohella selvitetään sekä syviin pystysuoriin reikiin että pitkiin vaakasuoriin reikiin tapahtuvaa loppusijoittamista (Juhlin ym. 1998, SKB 1992). Teknisen toteutettavuuden kannalta niitä ei ole pidetty aivan yhtä luotettavina kuin mm. Ruotsissa ja Suomessa esitettyä perusmallia. Myöskin mahdollinen loppusijoitettujen jätteiden palautettavuus eli niiden poistaminen sijoitustiloista jatkokäsittelyä varten on näissä vaihtoehtoissa huomattavasti hankalampi toteuttaa kuin perusmallissa.

## **2.1 Ydinpolttoainekierron ja käytetyn ydinpolttoaineen huollon nykyiset päävaihtoehdot**

Ydinenergian käytön jäädessä 1970-luvulla arvioitua pienemmäksi raakauraanin hinta on pysynyt edullisena ja tarjonta runsaana. Näin ollen on muodostunut tilanne, jossa monissa maissa on katsottu kierrätysvaihtoehdon olevan taloudellisesti epäedullisempi kuin vaihtoehto, jossa käytetty ydinpolttoaine loppusijoitetaan ilman jälleenkäsittelyä. Suoraan loppusijoitukseen on päädytty useissa maissa etenkin, jos jouduttaisiin käyttämään ulkomaisia jälleenkäsittelypalveluita ja jos ydinvoimakapasiteetti on melko pieni. Suomessa ydinenergialakia muutettiin vuoden 1994 lopulla siten, että käytetyn ydinpolttoaineen kaikki käsittelyvaiheet ja loppusijoitus on toteutettava Suomessa. Tämän vaatimuksen noudattaminen merkitsee käytännössä suoran loppusijoitusvaihtoehdon valintaa. Jälleenkäsittelypalveluita on saatavissa vain muutamista maista ja jälleenkäsittelyn toteuttaminen vain Suomen tarpeita varten rakennetussa laitoksessa ei ole teknisesti eikä taloudellisesti mielekästä. Transmutaation toteuttaminen edellyttää joko nykyisen tyyppistä tai vasta kehitteillä olevaa uudentyyppistä jälleenkäsittelyä. Varsinaisten transmutaatiolaitosten kehittäminen on hyvin varhaisessa kehitysvaiheessa ja niidenkään mahdollinen rakentaminen pelkästään Suomen tarpeita varten ei ole mielekästä.

Viimeisten kymmenen vuoden aikana on useissa maissa käynnistetty uudelleen laajoja tutkimusohjelmia, joissa selvitetään mahdollisuuksia tehostaa jälleenkäsittelyprosessia siten, että käytetystä polttoaineesta (tai ydinjätteestä) erotettaisiin uraanin ja plutoniumin ohella erilleen myös ns. sivuaktinidit (neptunium, amerikum ja curium) ja muutamia pitkäikäisiä fissiotuotteita. Erotetut alkuaineet tai niiden vaaralliset isotoopit muunnettaisiin toisiksi nuklideiksi joko tavanomaisissa termisissä ja nopeissa reaktoreissa tai erityisissä transmutaatio-

laitoksissa. Tavoitteena on alentaa jätteiden potentiaalista vaarallisuutta tai paremminkin lyhentää sitä aikaväliä, jonka kuluessa loppusijoitetuista ydinjätteistä voisi useiden päästöesteiden samanaikaisesti pettäessä aiheutua vaaraa ympäristölle.

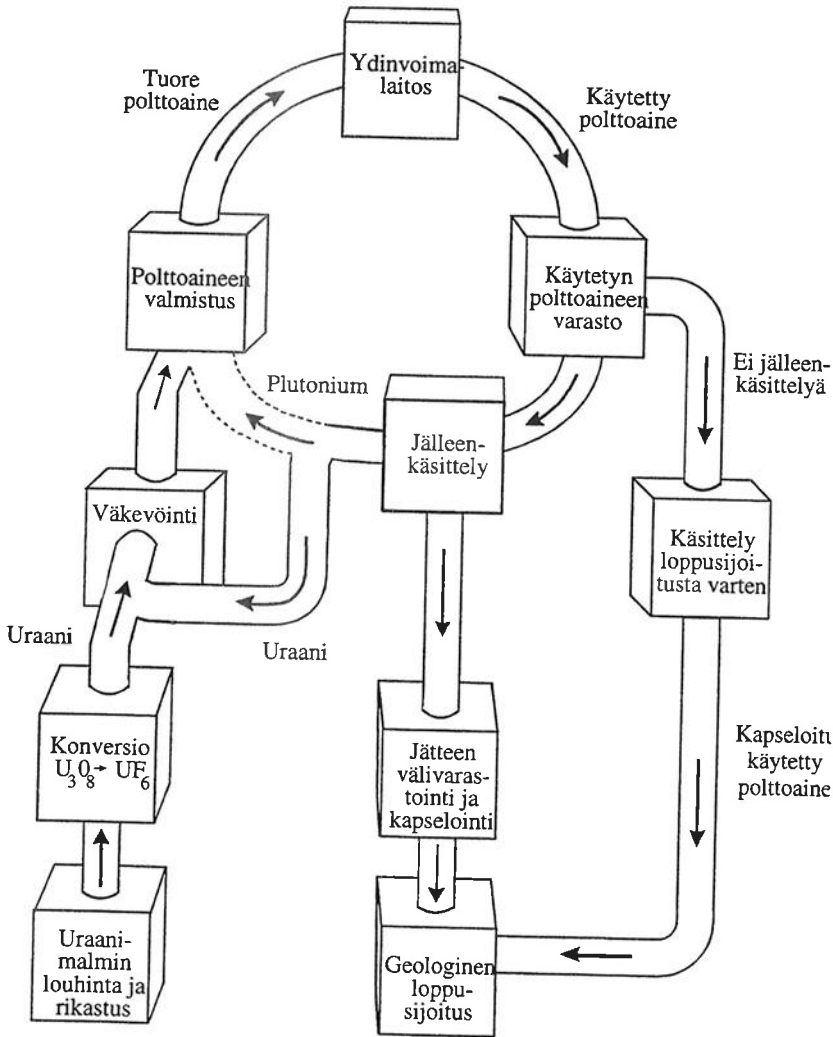
Joissakin transmutaatiolaitosvaihtoehdoissa alkuaineryhmien tehokas erottelu ei kuitenkaan ole välttämätöntä. Niissä polttoaineen kierrätys on suunniteltu perustuvan suhteellisen yksinkertaiseen jälleenkäsittelyprosessiin, joka voitaisiin tehdä jopa laitospaikalla.

Kuvassa 1. on esitetty ydinpolttoainekierron päävaiheet sekä erilaiset kierto- vaihtoehdot. Siihen sisältyy tavallaan mahdollisuudet kolmeen erilaiseen käytetyn ydinpolttoaineen huollon periaatteelliseen strategiaan. Käytetyn polttoaineen huollon perusvaihtoehto on suora loppusijoitus Suomessa, jossa käytetty polttoaine katsotaan jätteeksi ja loppusijoitetaan sopivan mittaisen välivarastoinnin jälkeen sellaisenaan sopivasti kapseloituna kallioperään rakennettuun loppusijoitustilaan.

Suoran loppusijoituksen valitseminen ei välttämättä ole lopullinen ratkaisu. Siitä voidaan helposti kehittää kolmas käytetyn ydinpolttoaineen huollon päävaihtoehto, pitkäaikaisvarastointi. Jos väliaikaisvarasto suunnitellaan siten, että käytettyä polttoainetta voidaan säilyttää siellä turvallisesti hyvin pitkään, jää aikaa seurata, eteneekö ydinvoimatekniikka tavalla, joka tuottaa suoralle loppusijoitukselle toteuttamiskelpoisia vaihtoehtoja. Useissa maissa on esitetty vaatimuksia rakentaa käytetylle polttoaineelle joko erillisiä hyvin pitkäaikaiseen välivarastointiin soveltuvia laitoksia tai suunnitella loppusijoitustila siten, että loppusijoitettu polttoaine tai ydinjäte voitaisiin jälkikäteen palauttaa jatkokäsittelyä varten, mikäli kaukana tulevaisuudessa on pystytty kehittämään tehokkaita menetelmiä jätteissä olevien radioaktiivisten aineiden tekemiseksi vaarattomiksi. Suomen olosuhteissa ei ole lähiaikoina erityistä tarvetta varautua erillisiin pitkäaikaisvarastoihin, sillä jo nykyiseen peruskonseptiin sisältyy pitkä, vähintään 20 vuotta kestävä välivarastointi. Sen kuluessa voidaan tarkemmin päättää, toteutetaanko tehdyt loppusijoitussuunnitelmat alkuperäisen aikataulun mukaan vai jäädäänkö edelleen tarkkailemaan, onko toteuttamiskelpoisia vaihtoehtoja kaupallisesti saatavilla.

Kolmas vaihtoehto lähtee siitä, että reaktorista käytettynä poistettava ydinpolttoaine voidaan lyhyehkön reaktoreilla tai erillisessä välivarastossa tapahtuvan varastoinnin jälkeen siirtää jälleenkäsittelylaitokselle, missä käytetystä polttoaineesta erotetaan kemiallisesti vielä käyttökelpoinen uraani ja luonnonuraanin pääisotoopista U-238 reaktorissa muodostunut plutonium. Ydinjätteeksi jää ydinfissioissa syntyneet halkeamistuotteet, sivuaktinidit ja muut aktivoitumistuotteet. Jälleenkäsittelyssä erotettu uraani voidaan väkevöidä uudelleen ja siitä voidaan valmistaa kevytvesireaktoreiden polttoainetta. Tähän mennessä jälleenkäsittely- uraani on kuitenkin pääasiassa varastoitu. Plutoniumin käyttö kevytvesi- reaktoreiden polttoaineena on yleistynyt vasta viime vuosina. Siitä valmistetaan ns. MOX-polttoainetta (Mixed OXide) sekoittamalla sitä luonnonuraaniin tai uraanin

väkevointiprosessissa jätteeksi jäävään köyhdytettyyn uraaniin. Plutoniumin ja sivuaktinidien tehokkaaseen polttamiseen kehitetään nykyisin muita, myös uraanittomia vaihtoehtoja kuten metalliseen tai keraamiseen matriisiin sekoittaminen sekä nitridi- ja karbidipolttoaineet.



Kuva 1. Käytetyn ydinpolttoaineen suoraan loppusijoitukseen tai jälleenkäsittelyyn ja erotettujen materiaalien kierrätykseen perustuvien ydinpolttoainekiertovaihtoehtojen vaiheet.

Plutoniumia ja jälleenkäsittelyuraania voidaan käyttää myös nopeiden reaktoreiden polttoaineena. Nopeiden reaktoreiden kaupallinen hyödyntäminen on kuitenkin siirtynyt kauas tulevaisuuteen. Mikäli ydinvoimaloita ryhdytään joskus rakentamaan olennaisesti nykyistä enemmän, voi syntyä tarve kehittää nopeista

reaktoreista ns. hyötöreaktoreita, joissa aktiivisydämen ympärille sijoitetuissa luonnonuraanista tai köyhdytetystä uraanista valmistetuissa polttoainenipuissa syntyy enemmän fissiiliä materiaalia kuin kuluu aktiivisydämessä.

Suljetun polttoainekierron looginen jatke on tehostettu jälleenkäsittely ja siinä erotettujen alkuaineryhmien määrän olennainen vähentäminen, ns. polttaminen, joko tavanomaisessa reaktorissa tai erityisesti suunnitellussa ns. transmutaatiolaitoksessa, jotka käytännössä ovat erilaisia versioita nopeasta reaktorista.

Kaikissa vaihtoehdoissa tulee varautua ydinjätteiden loppusijoitukseen, mistä nykyisen kansainvälisen käytännön mukaisesti pääsääntöisesti huolehditaan siinä maassa, jossa vastaava ydinvoiman tuotanto on tapahtunut. Käytetyn polttoaineen suorassa loppusijoituksessa kaikki radioaktiiviset aineet sisältyvät samaan jätetuotteeseen. Jälleenkäsittelyvaihtoehdossa muodostuvat ydinjätteet jakautuvat runsasaktiiviseen lasitettuun jätteeseen sekä keski- ja vähäaktiivisiin jätteisiin. Yhtä käsiteltyä polttoainetonnia kohden syntyy noin  $0,1 \text{ m}^3$  lasitettua runsasaktiivista jätettä, noin  $1 \text{ m}^3$  keskiaktiivista jätettä ja noin  $4 \text{ m}^3$  vähäaktiivista jätettä. Ainakin runsasaktiivinen jäte vaaditaan yleensä palautettavaksi alkuperämaahan loppusijoitettavaksi ja muiden jälleenkäsittelymaahan jäävien jätemäärien kompensatona palautettavan runsasaktiivisen jätteen määrää kasvatetaan jonkin verran. Maailmanlaajuisesta pääkäytännöstä merkittävän poikkeuksen muodosti aikanaan ulkomaille, esimerkiksi Loviisaan, rakennettujen neuvostoliittolaisvalmisteisten VVER-reaktoreiden käytetty polttoaine. Neuvostoliitto ja joitakin vuosia myös Venäjä otti vastaan näiltä ydinvoimalaitoksilta käytettynä palautettavan ydinpolttoaineen esittämättä vaatimusta ottaa takaisin jälleenkäsittelyssä muodostuvia jätteitä.

## **2.2 Kehittyneen erottelutekniikan ja transmutaation merkitys loppusijoituksen turvallisuudelle**

Viime vuosina on useissa johtavissa ydinenergiamaisissa ryhdytty panostamaan huomattavasti pitkän aikavälin strategisena tutkimuskohteena edistyneisiin polttoainekierroratkaisuihin (Partitioning & Transmutation eli P&T-tutkimusohjelmat). Yhtenä perusteluna tutkimukselle on esitetty tarve pienentää uraania raskaampien reaktorissa syntyvien aktivoitumistuotteiden, plutoniumin ja sivuaktinidien, sekä hyvin pitkäikäisten hajoamistuotteiden määriä loppusijoitettavassa käytetyssä polttoaineessa tai jälleenkäsittelyn tuloksena syntyvässä runsasaktiivisessä jätteessä. Esimerkiksi Ranskassa on lainsäädännöllisesti määrätty tutkimaan teknisiä mahdollisuuksia toteuttaa nykyistä jälleenkäsittelyä tehokkaampi alkuaine-erottelu ja muuntaa loppusijoituksen kannalta hankalat nuklidit lyhytikäisiksi radioaktiivisiksi aineiksi.

Jotta potentiaalisesti vaarallisimpien nuklidien erottaminen omiksi alkuaineryhmiä olisi mahdollista, käytetyn polttoaineen tavanomainen jälleenkäsittely on

välttämätöntä. Tällöin erottelu voidaan periaatteessa tehdä joko jälleenkäsittelyprosessin yhteydessä tai käyttäen lähtökohtana runsasaktiiviset jätetuotteet sisältävää liuosta. Erotetut plutoniumisotoopit ja uraani otetaan normaalilla tavalla hyötykäyttöön kierrättämällä niitä sekaoksidipolttoaineena tai muussa muodossa kevytvesireaktoreissa. Käyttö nopeissa reaktoreissa on käytännössä jäänyt varsin vähäiseksi. Nykyiseen käytäntöön verrattuna lisätoimia harkitaan erityisesti neptuniumille, amerikumille ja curiumille sekä pitkäikäisille hajoamistuotteille (lähinnä teknetium, kesium ja jodi).

Selvitettäessä edellä mainittujen aktinidien ja hajoamistuotteiden erottamisen merkitystä potentiaalisten säteilyvaikutusten kannalta, lähestymistapana käytetään usein hyvin yksinkertaista ns. vaarallisuusindeksiin perustuvaa arviointimenetelmää. Tällöin arvioidaan esimerkiksi yksikköenergiämäärää kohden kullekin vertailtavalle jätteen koostumukselle, kuinka paljon vettä tarvittaisiin laimentamaan radioaktiivisten aineiden pitoisuudet juomavedeltä edellytettävälle tasolle olettaen, että kaikki aineet liukenevat rajoituksetta veteen. Tällaisessa pelkistetyssä vertailussa ei oteta huomioon eri aineiden erilaisia liukoisuuksia veteen ja kulkeutumista kallioperässä hidastavia ominaisuuksia eikä ylipäätään loppusijoitusjärjestelmien teknisten ja luonnollisten vapautumisesteiden vaikutuksia kuin korkeintaan likimääräisesti (Salvatores et al. 1998).

Tähän mennessä on useissa maissa ja kansainvälisissä järjestöissä tehty turvallisuusanalyysyjä eri tyyppisiin geologisiin muodostelmiin sijoitetuille loppusijoituslaitoksille. Tarkastelun kohteena ovat olleet sekä käytetyn polttoaineen loppusijoitus ilman jälleenkäsittelyä että kiinteitetyn runsasaktiivisen jälleenkäsittelyjätteen loppusijoitus. Käytetyn polttoaineen suoran loppusijoituksen tapauksessa eniten altistetun yksilön säteilyannoksiin suurimman osuuden aiheuttavia radioaktiivisia aineita ovat mm. I-129, Pa-231, Ra-226 ja Cs-135. Vastaavasti jälleenkäsittelyssä erotetun runsasaktiivisen jätteen tapauksessa merkittäviä radioaktiivisia aineita ovat mm. Cs-135, Tc-99, Se-79 ja Pa-231. Kokonaisuutena tarkasteltuna ei voida havaita merkittäviä eroja eri vaihtoehdoille arvioiduissa enimmäisyksilöannoksissa. Myöskään eri geologisten muodostelmien välillä ei ole huomattavia eroja. Kallioperän ominaisuudet kuitenkin vaikuttavat siihen, mitkä radioaktiiviset aineet kussakin tapauksessa vaikuttavat eniten säteilyannoksiin. Transmutaatiolaitoksissa käsitellyille jätevirroille ei ole tehty vastaavia laajoja turvallisuustarkasteluja loppusijoitukselle, joten suoraa vertailua on vaikea tehdä. Johtuen loppusijoituksen luonnollisten ja teknisten vapautumisesteiden toimintaeroista eri vaihtoehtoihin sisältyvien jätevirtojen loppusijoituksesta aiheutuvien säteilyhaittojen keskinäiset erot ovat joka tapauksessa selvästi pienempiä kuin erot potentiaalisessa vaarallisuudessa.

Eri menetelmien tehokkuudesta kokonaisturvallisuuden kannalta voidaan tehdä perusteltuja johtopäätöksiä vasta, kun on käytettävissä tuloksia kokonaisvaltaisista systeemiselvityksistä. Sinänsä laajassa OECD:n ydinenergiajärjestön piirissä viimeistelyvaiheessa olevassa selvityksessä (NEA 1998b) ei vielä ole voitu viedä

systemitarkastelua kattamaan myös loppusijoitusvaihe. Tehtyjen turvallisuusanalyysien perusteella katsotaan yleisesti, että nykyiseen jälleenkäsittelykäytäntöön perustuva runsasaktiivinen kiinteytetty jäte samoin kuin jälleenkäsittelemätön käytetty polttoaine voidaan loppusijoittaa hyvin turvallisesti soveltaen nykyisin ehdotettuja loppusijoitusratkaisuja. Pyrittäessä edelleen pienentämään loppusijoituksesta aiheutuvia — sinänsä vähäisiä säteilyvaikutuksia — tulisi arvioida, voidaanko aktinidien ja hajoamistuotteiden erottaminen ja transmutaatio toteuttaa riittävän tehokkaasti ja turvallisesti saatavaan hyötyyn nähden.

Muutamissa selvityksissä on lisäksi tuotu esiin näkökohta, että koko polttoainekierron kattavassa säteilyvaikutusten arvioinnissa on otettava huomioon nykyisissä kevytvesireaktorivaltaisissa ydinvoimaohjelmissä hyödyntämättä jäävä isotooppi- väkevöinnin sivutuote eli köyhdytetty uraani. Se voitaisiin täysimääräisesti hyödyntää vain hyvin voimakkaalla panostuksella nopeisiin hyötöreaktoreihin, mitä edellyttää myös jälleenkäsittelyssä erotetun uraanin täydellisempi hyötykäyttö verrattuna pelkästään kevytvesireaktorien sekaoksidipolttoaineen valmistukseen kuluvaan uraaniin.

### 2.3 Kehittyneen erottelutekniikan nykytaso

Riippumatta siitä, osoittaako kokonaisvaltainen systemitarkastelu potentiaalisesti haitallisimpien aineiden erottelun ja transmutaation turvallisuuden kannalta hyödylliseksi, on myös selvítettävä todelliset tekniset mahdollisuudet toteuttaa vaadittava transmutaatio. Jotta radioaktiivisten aineiden muuntaminen eli transmutaatio voidaan toteuttaa riittävän tehokkaasti, on yhtenä edellytyksenä muunnettavien radioaktiivisten aineiden riittävän tehokas erottelu muista aineista jälleenkäsittelyssä ja sitä seuraavassa jatkokäsittelyssä. Erotetuista aineista voidaan transmutointia varten muodostaa erillisiä kohtioita. Taulukkoon 1 on koottu suppea yhteenveto eri aineiden erottelutekniikoiden nykyisestä kehitysvaiheesta.

*Taulukko 1. Nukliditransmutaatiossa mahdollisesti käsiteltävien aktinidien ja hajoamistuotteiden erottelutekniikan nykytilanne.*

<u>Pääaktinidit (uraani ja plutonium)</u>	Erotetaan jo nykyisillä PUREX-menetelmään perustuvilla jälleenkäsittelylaitoksilla; erotustekniikoita kehitettävä keski- ja vähäaktiivisten jätteiden mukaan siirtyvien U- ja Pu-häviöiden pienentämiseksi.
<u>Muut aktinidit</u>	
Neptunium (Np)	On erotettavissa suhteellisin pienin muutoksin jälleenkäsittelyn prosesseihin.
Amerikium (Am) ja Curium (Cm)	Erotusta vaikeuttaa se, että nämä aktinidit käyttäytyvät kemiallisesti hyvin samalla tavalla kuin runsaampana esiintyvät lantanidit (harvinaiset maametallit). Erotusmenetelmien kehitys edellyttää vielä lisätutkimuksia.
<u>Hajoamistuotteet</u>	
Jodi (I-129)	Voidaan erottaa nykyisillä länsimaisilla jälleenkäsittelylaitoksilla, mutta erotettu jodi vapautetaan valvotusti kokonaan tai osittain mereen.
Teknetium (Tc-99)	Liukeneva osuus on erotettavissa nykyisellä jälleenkäsittelytekniikalla, mutta liukenemattoman osuuden erottamistekniikka edellyttää vielä kehitystyötä.
Zirkonium (Zr-93), Tita (Sn-126) ja Kesium (Cs-135)	Alkuaineina erotettavissa muista jätekomponenteista, mutta yksittäisten isotooppien erottaminen samojen aineiden stabiileista tai vahvasti radioaktiivisista isotoopeista edellyttäisi isotooppierotelua ja on siten käytännössä poissuljettua.
Hiili (C-14)	On hankala erottaa. On jälleenkäsittelyvaihtoehdossa polttoainekierron kokonaisuuteilyvaikutusten kannalta merkittävin aine.

Erottelun jälkeen aktinideista tai erotetuista pitkäikäisistä hajoamistuotteista valmistetaan joko polttoainetta transmutaatiolaitokseen tai erillisiä kohtioita, joiden sisältö muunnetaan vaarattomaksi transmutaatiolaitoksessa.



## 2.4 Erotettujen alkuaineryhmien jatkokäsittely

Kehittyneissä erotteluprosesseissa talteen otetuista sivuaktinideista ja hajoamistuotteista voitaisiin valmistaa polttoainetta tai säteilytyskohtioita sijoitettavaksi tavanomaisiin termisiin ja nopeisiin reaktoreihin. Tätä tehokkaampana vaihtoehtona on ehdotettu kyseisten aineiden polttamista eli säteilyttämistä joko tarkoitukseen erityisesti suunnitelluissa nopeissa reaktoreissa tai hiukkaskiihdytinavusteisissa reaktoreissa. Tarvittavan transmutaatiokapasiteetin saavuttaminen erityisten polttoreaktorien avulla edellyttää voimakasta panostusta nopeisiin reaktoreihin. Muunnettavia aineita on tarpeen kierrättää useiden käyttöjaksojen ajan reaktoreissa ja haluttuun lopputulokseen päästään vasta useiden vuosikymmenien jälkeen. Kiihdytinavusteinen reaktori näyttäisi olevan tehokas ratkaisu, koska siinä nukliditransmutaatioon käytettävissä olevien neutronien määrää voidaan säännellä hiukkaskiihdyttimen tehon avulla. Lisäksi törmäyskohtiossa muodostuvien spallaationeutronien energia on huomattavan suuri. Vaadittava teknologia on varsin mutkikas ja investoinneiltaan kallis, joten tämä vaihtoehto voi tulla kysymykseen vasta kaukana tulevaisuudessa. Ulkoinen neutronilähde voitaisiin toteuttaa myös rakentamalla transmutaatiolaitos fuusioreaktorin ympärille. Tämä vaihtoehto on tällä hetkellä kuitenkin täysin teoreettinen. Tehokkaimmillakaan kaavailluilla tavoilla kaikkea ydinpolttoainekierrossa syntyvää jätettä ei voida kokonaan hävittää. Tietty osa ydinjätteistä tulee aikanaan loppusijoittaa.

## 2.5 Vaihtoehtoiset menetelmät Suomen ydinjätehuolto-ohjelmassa

Reaktori- tai kiihdytinpohjaisen transmutaation mahdollinen soveltaminen käytetyn ydinpolttoaineen huoltoon on kansainvälisestikin katsoen vielä varhaisessa kehitysvaiheessa. Toistaiseksi ei ole varmuutta, voidaanko tarvittava teknologia kehittää laajamittaisesti sovellettavalle tasolle lähivuosikymmeninä. Yhtenä tärkeänä edellytyksenä koko teknologian käyttöönotolle on ydinenergian käytön säilyminen merkittävänä ja jopa kasvavana energiantuotantomuotona maailmanlaajuisesti. Kun ottaa huomioon tarvittavan teknologian monimutkaisuuden, on varsin selvää, että Suomen kaltaisen maan ei suppean ydinvoimaohjelmansa vuoksi ole tarkoituksenmukaista perustaa jätehuolto-ohjelmaansa tämän vaihtoehdon varaan, vaan jatkaa nykyisen ratkaisumallin kehittelyä. Mikäli erotus- ja transmutaatioteknologian kehitys etenee tulevina vuosikymmeninä suotuisasti, on perusratkaisumalliin sisältyvän välivarastoinnin (vähintään vuoteen 2020 asti) kuluessa mahdollista harkita uudelleen jälleenkäsittelyn soveltamismahdollisuuksia ulkomaisiin kaupallisiin palveluihin nojautuen ja edelleen mahdollisiin edistyneisiin jätehuoltotekniikoihin turvautumista.

Tässä vaiheessa on liian varhaista arvioida lopullisesti, voidaanko erotus- ja transmutaatiotekniikalla saavuttaa riittäviä kustannus- tai turvallisuusetuja nykyisiin suunnitelmiin perustuviin ratkaisuihin verrattuna.

Transmutaation toteuttamisessa kyseeseen tulevista tekniikoista voidaan todeta, että tarvittavista nopeista tai termisistä ydinreaktoreista on jo saatu käytännön kokemuksia. Kaupallistaloudellisista syistä johtuen nopeiden reaktorien käyttöönotto ei kuitenkaan ole edennyt alkuperäisten suunnitelmien mukaan ja esimerkiksi Ranskassa on päätetty sulkea nopea reaktori Super-Phenix, jota oli tarkoitus käyttää koelaitteistona reaktoripohjaisen transmutaation tutkimuksessa. Myös Japanin nopea prototyypireaktori Monju on ollut poissa käytöstä vuonna 1995 tapahtuneen natriumvuodon jälkeen.

Reaktoripohjaiseen ratkaisuun verrattuna kiihdytinavusteisten transmutaatiolaitosten kehitystyö on huomattavasti kauempana käytännön ratkaisusta.

Kummankin tyyppisiin transmutaatiolaitoksiin voidaan tarvita esikäsitteilyvaiheeksi monimutkainen erotteluprosessi, jossa erotettaisiin valikoidut pitkäikäiset nuklidit omiksi alkuaineryhmikseen. Joissakin kiihdytinpohjaisissa ratkaisuissa käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyn on suunniteltu perustuvan suhteellisen yksinkertaiseen pyrokemialliseen prosessiin, jonka kehitystyö kaupallisesti sovellettavalle tasolle on kuitenkin vasta alkuvaiheessa.

Käytetyn polttoaineen huollon ja loppusijoituksen vaihtoehtoisten ratkaisujen hyötyjä ja haittoja tarkastellaan taulukossa 2.

*Taulukko 2. Yhteenveto käytetyn ydinpolttoaineen huollon ja loppusijoituksen vaihtoehtoisten ratkaisujen eduista ja haitoista sekä sovellettavuudesta Suomen olosuhteissa.*

Vaihtoehto	Edut	Haitat	Soveltamismahdollisuudet Suomessa
Valvottu pitkäaikainen väli-varastointi	<ul style="list-style-type: none"> <li>Valvonta mahdollista</li> <li>Mahdollistaa vaihtoehtojen uudelleen harkinnan</li> <li>Tekniikka olemassa ja on varsin yksinkertainen</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Siirtää vastuuta tuleville polville</li> <li>Turvallisuus vaatii aktiivista valvontaa</li> <li>Vaatii ydinmateriaalivalvontaa</li> <li>Ei ole lopullinen ratkaisu</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Nykyisten välivarastojen käyttöä voidaan jatkaa jopa 100 vuotta</li> <li>Mahdollisen uudentytppisen väli-varaston rakentamispäätös tarvitaan vasta vuosikymmenten päästä</li> </ul>
Suora loppusijoitus	<ul style="list-style-type: none"> <li>Käsitteilyvaiheita vähän ja käyttöhenkilökunnan säteilyaltistus pieni</li> <li>Perustekniikka olemassa</li> <li>Jätteet poistettavissa tarpeen vaatiessa myös kaukana tulevaisuudessa</li> <li>Suuria kertavaikutuksia aiheuttavat tapahtumat erittäin epätodennäköisiä</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Kaikki pitkäikäiset radioaktiiviset aineet mukana jätteessä, joten potentiaalinen vaarallisuus kestää pitkään</li> <li>Uraanivarojen käyttötehokkuus huono</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Vaihtu perusratkaisu malliksi Suomessa</li> <li>Täyttää ydinenergiain vaatimukset käsittelystä ja pysyvästä sijoittamisesta Suomeen</li> </ul>
Jälleenkäsittely ja loppusijoitus	<ul style="list-style-type: none"> <li>Uraanivaroja voidaan käyttää tehokkaammin ja uraanin väkevyintitarve pienempi</li> <li>Uraanin ja plutoniumin määrä jätteessä pienempi ja potentiaalinen vaarallisuus pidemmällä aikavälillä alhaisempi</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Useita käsittelyvaiheita, mikä lisää käyttöhenkilökunnan säteilyannoksia; häiriötilanteissa voi aiheutua päästöjä ympäristöön</li> <li>Kustannukset kasvavat</li> <li>Useita loppusijoitettavia jätetyyppejä; kokonaislavuus voi kasvaa</li> <li>Ydinmateriaalinen leviämiskäsi suurempi</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Kustannus- ja muista syistä johtuen olisi epätarkoituksenmukaista rakentaa pelkästään Suomen tarpeisiin jälleenkäsittelylaitosta</li> <li>Nykyisessä muodossaan ydinenergialaki ei mahdollista ulkomaisten paive-lujen käyttöä</li> </ul>
Jälleenkäsittely, lisäerottelu, transmutaatio, loppusijoitus	<ul style="list-style-type: none"> <li>Pitkäikäisten radioaktiivisten aineiden määrä jätteessä vähenee</li> <li>Potentiaalisen vaarallisuuden ajanjakso lyhenee</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Jälleenkäsittelyn lisäksi tarvittava täydennyserottelu monimutkaisia ja kasvattaa edelleen kustannuksia</li> <li>Ydinmateriaalin valmistustekniikan leviämiskäsi lisääntyy</li> <li>Tekniikka ei ole käytettävissä vielä ja vaatii huomattavaa lisäkehitystä</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Suomen ydinvoimaohjelma on liian suppea itsenäiseen soveltamiseen</li> <li>Oritaan huomioon jo perusvaihtoehtoon sisältyvän välivarastoinnin ja loppusijoituksen palautettavuuden tarvittaessa kaukana tulevaisuudessa voidaan periaatteessa hyödyntää mahdollisesti kehitettävää kansainvälisiä palveluita</li> </ul>
Avaruuteen lähettäminen tms.	<ul style="list-style-type: none"> <li>Jätteistä päästään lopullisesti eroon</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Luotettavuusongelmia <math>\Rightarrow</math> mahdollisuus laaja-alaiseen kontaminaatioon</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Mahdollista ainoastaan kansainvälisenä yhteistyönä ja yhteisin sopimuksin</li> </ul>

### 3. Valvottu pitkäaikaisvarastointi ja loppusijoituksen palautettavuus

Käytetyn polttoaineen huoltoketjuun kuuluu yksi tai useampi välivarastointi kaikissa perusvaihtoehdoissa, eli sekä suoran loppusijoituksen että jälleenkäsittelyn tapauksessa, ja lisäksi tapauksessa, jolloin lopullisen vaihtoehdon valinta on päätetty lykätä tuonnemmaksi. Selkeää määritelmää sille, mitä tarkoitetaan pitkäaikaisuudella tässä yhteydessä ei ole olemassa, vaan usein samaa varastointitekniikkaa voidaan käyttää sekä jätehuollon aikataulusuunnitelmassa alunperin kaavaillun välivarastointivaiheen kuluessa että erillisellä päätöksellä määritellyn jatkovaiheen kuluessa. Jälkivalvonnan merkitys korostuu, mitä pitkäaikaisemmaksi välivarastointi on tarkoitettu tai mikäli varastoinnin kesto jätetään täysin avoimeksi.

Välivarastoinnin alkuperäisenä tavoitteena on ollut seuraavien käsittelyvaiheiden toteutustekniikan optimointi. Jälleenkäsittelyvaihtoehdossa käytettyä ydinpolttoainetta jäähdytetään ensin ydinvoimalaitoksella vesiallasvarastoissa, jotta jälleenkäsittelylaitokselle siirrettävän polttoaineen jäähdytys kuljetuksen aikana voidaan taata. Ennen jälleenkäsittelyä välivarastointia jatketaan jälleenkäsittelylaitoksen yhteydessä olevissa puskurivarastoissa. Nykyisin jälleenkäsittelyä edeltävä välivarastointi on eräissä tapauksissa kestänyt lähes 10 vuotta, joka ylittää selvästi teknisesti optimaalisen varastojakson pituuden. Jälleenkäsittelyprosessissa erotettua ja edelleen lasimatriisiin kiinteytettyä runsasaktiivista jätettä on suunniteltu välivarastoitavaksi useita vuosikymmeniä ennen loppusijoituksen aloittamista. Jäähdytykseen riittää luonnonkiertoon perustuva ilmajäähdytys. Kiinteytetyn jätteen hyvin pitkäaikaiseenkaan välivarastointiin ei liity turvallisuusongelmia eikä päästöjä ympäristöön tapahdu.

Käytetyn ydinpolttoaineen välivarastoinnille voidaan asettaa useita mahdollisia tavoitteita:

- Polttoaineen lämmöntuoton alentuminen helpottaa loppusijoitustilan suunnittelua pienentämällä loppusijoitustilan tarvetta.
- Välivarastointia voidaan jatkaa harkittaessa mahdollista tavanomaista jälleenkäsittelyä uraanin ja plutoniumin erottamiseksi ja hyödyntämiseksi uuden ydinpolttoaineen valmistuksessa.
- Lisäharkinta-aikaa voidaan tavoitella jätteiden jatkokäsittelytekniikan mahdollista edistymistä silmällä pitäen.
- Loppusijoitukseen sisältyvien epävarmuuksien vähentämiseen katsotaan tarvittavan lisää aikaa.

Erityisesti kahden viimeksimainitun tavoitteen kannalta vaihtoehto pitkäaikaiselle välivarastoinnille on myös palautettavissa oleva loppusijoitusratkaisu, jossa loppusijoitettu käytetty polttoaine tai runsasaktiivinen ydinjäte saadaan haluttaessa pois loppusijoitustilasta jatkokäsittelyä tai mahdollisesti myöhemmin edellytettäviä korjaavia toimenpiteitä varten.

### 3.1 Pitkäaikainen välivarastointi vesialtaissa

Sähköteholtaan 1000 MW:n kevytvesireaktorien sydäimestä poistetaan vuosittain käytettyä polttoainetta noin 30 tonnia. Suomalaisilta ydinvoimaloilta 40 käyttövuoden aikana kertyvän loppusijoitettavan käytetyn polttoaineen määräksi on arvioitu n. 3 000 tonnia. Lisäksi vajaat 400 tonnia on aiemmin kuljetettu Venäjälle tai entiseen Neuvostoliittoon.

Ennen käytetyn polttoaineen kapselointia loppusijoitusta varten on teknisesti edullista välivarastoida käytettyä polttoainetta noin 20 - 30 vuotta, jolloin radioaktiivisten aineiden määrä vähenee huomattavasti ja samalla myös lämmönkehitys alenee, mikä helpottaa loppusijoitusjärjestelmän teknistä mitoitusta. Tämä on tekninen perustelu sille, ettei tähän mennessä ole ollut tarvetta aloittaa loppusijoitusta.

Käytettyä polttoainetta säilytetään vesialtaissa sekä lyhytaikaisesti reaktori-rakennuksen sisällä esimerkiksi ennen siirtoa jälleenkäsitteltäväksi että useita vuosikymmeniä erillisissä välivarastoissa voimalaitoksen yhteydessä. Eräissä maissa on rakennettu tai ollaan suunnittelemassa erillisiä keskusvarastoja, jotka huolehtivat maan kaikkien ydinvoimaloiden käytetyn polttoaineen säilytyksestä. Pienissä maissa koko varastointitarve voidaan hoitaa yhdessä keskitetyssä laitoksessa. Esimerkiksi Ruotsissa kaikki käytetty polttoaine välivarastoidaan Oskarshamin ydinvoimalaitosalueelle rakennetussa maanalaisessa välivarastossa (CLAB). Suomessa on molempien ydinvoimalaitosten yhteydessä erilliset välivarastot. Maissa, joissa on käytössä jälleenkäsittelylaitoksia, välivarastointi hoidetaan näiden laitosten yhteydessä. Jälleenkäsittelylaitosten välivarastoissa säilytetään jonkin aikaa myös muista jälleenkäsittelypalveluita ostaneista maista peräisin olevia käytettyjä polttoaine-elementtejä.

Märkävarastoinnista on käytettävissä kokemuksia jo usealta vuosikymmeneltä. Jo vuonna 1981 käynnistyi Kansainvälisen ydinenergiajärjestön (IAEA) organisoima yhteishanke BEFAST jossa seurataan pitkäaikaisvarastoinnista kertyviä kokemuksia (Takats 1995). Vuonna 1996 käytetyn polttoaineen pitkäaikaisvarastoinnista 92 % perustui märkävarastointiin (IAEA 1997). Käyttökokemukset ovat osoittaneet, että kaikki kuviteltavissa olevat polttoainetta mahdollisesti vaurioittavat mekanismit, kuten oksidoituminen, vedyttyminen, eri korroosio-muodot, galvaaniset ilmiöt tai reaktiot polttoaineen suojakuoren ja fissiotuotteiden välillä voidaan estää, jos varastoaltaissa ylläpidetään oikeat olosuhteet. Edelleen

kokemusten mukaan on ennustettavissa, että varastoitavat polttoaine-elementit säilyvät vaurioitumatta yli 50 vuotta, ja ruotsalaisten CLAB-varaston käyttökokemusten perusteella tekemien arvioiden perusteella jopa yli 100 vuotta. Polttoaineen säilyminen vaurioitumatta edellyttää kuitenkin, että säilytysaltaan veden kemialliset ominaisuudet ylläpidetään koko varastointijakson ajan suunnitelmien mukaisina. Tarkasti valvotuissa olosuhteissa hyvin pitkäaikaisestakaan väli-varastoinnista ei aiheudu säteilyhaittoja ympäristön väestölle eikä käyttöhenkilökunnalle.

Mikäli varastointia päätetään jatkaa hyvin pitkään, kasvaa mahdollisuus sille, että valvonta ja tarkkailu voivat jossakin vaiheessa pettää. Tällöin saattaa aiheutua häiriötilanteita, kuten jäähdytyksen menettäminen, joista voi aiheutua päästöjä laitoksen ulkopuolelle. Erityisesti yhteiskuntaa kaukana tulevaisuudessa mahdollisesti uhkaavien mullistusten tapauksessa polttoainetta voisi joutua vääriin käsiin tai varastoidulle polttoaineelle voitaisiin aiheuttaa tahallisia vaurioita.

### 3.2 Kapseloidun polttoaineen kuivavälivarastointi

Käytetyn polttoaineen välivarastointiin on alettu käyttää yhä enemmän myös kuivia metallisäiliöitä. Ennen kuivavarastointisäiliöihin siirtoa käytettyä polttoainetta on jäähdytetty reaktorirakennuksen yhteydessä vesialtaissa. Tämän vaiheen jälkeen polttoaine-elementtejä sijoitetaan erityisiin säiliöihin, joista poistetaan vesi. Edeltävän vesijäähdytysvaiheen ansiosta näiden kuivavarastointisäiliöiden jäähdytykseen ei tarvita pakkokierrätystä, vaan luonnonkiertopohjainen ilmajäähdytys on riittävä. Osaa varastointiin suunnitelluista säiliöistä voidaan käyttää myös kuljetussäiliöinä. Kuivavarastoja on käytössä mm. Belgiassa, Saksassa, Sveitsissä, Unkarissa ja Yhdysvalloissa. Useat maat ovat päättäneet rakentaa uusia kuivavarastoja käyttäen yhdistettyjä kuljetus/varastointisäiliöitä. Monet niistä Itä-Euroopan maista, jotka aiemmin palauttivat käytetyn polttoaineen entiseen Neuvostoliittoon, ovat päätyneet kuivavarastointiin.

Kuivavarastoinnista kertyneet käyttökokemukset ovat olleet hyviä ja mahdollisuuksia jatkaa välivarastointia aina 50 - 150 vuoteen pidetään hyvinä (Peehs & Einfeld 1992). Märkävarastointiin verrattuna kuivavarastointi asettaa pienempiä vaatimuksia vallitsevien olosuhteiden seurannalle ja valvontatoimille.

Myös kuivavarastoinnin tapauksessa hyvin pitkään jatkuvaan välivarastointiin liittyy ajan mittaan todennäköisyydeltään kasvavia ongelmia johtuen siitä, että poikkeuksellisissa olosuhteissa laitoksen turvallisuutta ei enää voida taata. Maanalaiset varastointiratkaisut ovat tässä suhteessa turvallisuudeltaan parempia, koska varastointitiloihin tahallaan tai tahattomasti tunkeutuminen on hankalampaa toteuttaa kuin maanpäällisissä vaihtoehdoissa.

### 3.3 Erityisvälivarastointiratkaisut

Erityisesti Yhdysvalloissa on esitetty loppusijoitusta edeltäväksi välivaiheeksi erityistä valvottua välivarastoa. Tällaisen laitoksen rakentamisella voitaisiin ratkaista käytetyn ydinpolttoaineen välivarastointikapasiteettiin liittyvät ongelmat, jotka ovat aiheutuneet siitä, että liittovaltio ei olekaan voinut taata voimayhtiöille alkuperäisen aikataulun mukaisesti mahdollisuutta kuljettaa käytetty polttoaineensa loppusijoitettavaksi vuodesta 1998 lähtien. Loppusijoitushanketta on kerta toisensa jälkeen jouduttu lykkäämään yleisen vastustuksen ja poliittisten ongelmien vuoksi. Tämän vuoksi on tehty aloitteita rakentaa aluksi erityisrakenteinen välivarasto (Stuart & Anderson 1999, Elbe 1999). Yhtenä vaihtoehtona käytetyn ydinpolttoaineen kapselointiin on ehdotettu teknistä ratkaisua, jossa samaa kapselia voitaisiin käyttää sekä kuljetuksiin voimalaitoksilta keskusvarastoon, välivarastointiin ja lopuksi myös loppusijoituksessa. Toistaiseksi ei ole voitu tehdä päätöksiä keskitetyn välivaraston rakentamisesta. Keskeisenä ongelmana on ollut sijoituspaikan valinta, sillä huomioonottaen loppusijoituslaitoshankkeessa kohdatut huomattavat viiveet on yhdeksi merkittäväksi haitaksi koettu se mahdollisuus, että välivarastosta muodostuisikin itse asiassa lopullinen sijoitusratkaisu. Tässä tapauksessa pitkän aikavälin turvallisuutta (ilman jälkivalvontaa) ei voitaisi katsoa riittävästi taatuksi.

Samantapaisiin periaatteisiin nojautuvaa välivarastoratkaisua on ehdotettu käytettäväksi myös Ruotsissa ja Suomessa. Ruotsalaisten tutkijoiden (Eggert, Kvamsdal ja Johansson) patentoimassa keksinnössä eli ns. DRD-menetelmässä (Dry Rock Depository) käytetty polttoaine sijoitettaisiin kapseloituna noin 50 - 100 m syvyyteen suureen määrään porareikiä. Varasto sijoitettaisiin sellaiseen kohteeseen, jossa kallioperään keinotekoisesti lisättävien ruhjevyöhykkeiden sisäpuolelta kalliopohjavesi virtaisi pois ja itse varastoalue pysyisi kuivana. Tarvittava jäähdytys hoidettaisiin ilmajäähdytteisesti luonnonkiertoon perustuen käyttäen pystysuoria porareikiä. Ratkaisun esittäjien mukaan tällainen laitos olisi selvästi loppusijoitustilaa halvempi ratkaisu. Taloudellinen edullisuus perustuu kuitenkin siihen olettamukseen, että mahdollisessa lopullisessa ratkaisussa ei joko tarvittaisi loppusijoitusta lainkaan tai se voitaisiin toteuttaa huomattavasti halvempiin ratkaisuihin pohjautuen. Ratkaisun keskeisimpinä etuina on esitetty helppoa jälkivalvottavuutta ja mahdollisuutta siirtää jäte pois tai tehdä tarvittavia korjaustoimenpiteitä.

Esitetylle vaihtoehdolle ei kuitenkaan ole tehty kattavia turvallisuusanalyysyjä, joissa tarkasteltaisiin esimerkiksi luonnonkiertoon perustuvan jäähdytyksen pettämisen seurauksena aiheutuvia jätekapselien vaurioitumisia sekä ympäristöön mahdollisesti leviävien radioaktiivisten aineiden aiheuttamia säteilyhaittoja. Esitetyn ratkaisun keskeisenä puutteena on lisäksi se, että se ei kuitenkaan tarjoa lopullista ratkaisua, vaan tulevien sukupolvien on huolehdittava jätteen jatkokäsittelystä ja loppusijoituksesta. Pitkällä aikavälillä myös tähän välivarastointi-

ratkaisuun liittyy samankaltaisia yhteiskuntaolojen epävakaisuudesta aiheutuvia ongelmia kuin mitä edellä on kuvattu perinteisen vesiallasvarastoinnin ja kuiva-varastoinnin yhteydessä. Pitkällä aikavälillä ei voida sulkea pois mahdollisuutta, että kapselit voisivat vaurioitua ja kaasuvuodot joutuisivat ilmatuuletuksen myötä ympäristöön. Uhkatekijänä on myös se, että varastoa ympäröivä kallioalue ei säily kuivana ja kapselit joutuvat alttiiksi vedelle. Vähintään tulevien jääkausien vaikutuksesta varsin lähelle maanpintaa sijoitettuna varasto tulisi todennäköisesti vaurioitumaan huomattavasti herkemmin kuin syvälle sijoitettu loppusijoitustila.

Ratkaisun etuna esitetty palautettavuus on todennäköisesti luotettavammin hoidettavissa syvän loppusijoitusratkaisun tapauksessa.

### 3.4 Loppusijoituksen palautettavuus ja eettiset näkökohdat

Monissa maissa, mukaanlukien Suomi, on viime aikoina esitetty näkemyksiä, että on vaikeuksia hyväksyä päätös sijoittaa käytetty ydinpolttoaine peruuttamattomasti kallioperään louhittuihin loppusijoitustiloihin. Esimerkiksi Ranskassa vuonna 1991 säädetyssä laissa on edellytetty tehtäväksi selvityksiä siitä, miten pysyvään eristämiseen elollisesta luonnosta tähtäävään geologiseen loppusijoitukseen voitaisiin sisällyttää mahdollisuus ratkaisun peruuttamiseen (CNE 1998), mikäli erityisen painokkaita syitä siihen ilmenee myöhemmin tulevaisuudessa. Mahdollisina perusteluina jo toteutetun loppusijoituksen peruuttamiselle tulevaisuudessa voisivat periaatteessa tulla kyseeseen seuraavat mahdollisuudet:

- Tarve hyödyntää tulevassa ydinenergian tuotannossa käytettyyn polttoaineeseen sisältyvä uraani ja plutonium, mikäli maailman energiavarojen niukentuminen edellyttää tätä.
- Maailmalle syntyy kaupallisia palveluita käytetyn polttoaineen tehostettuun jälleenkäsittelyyn, alkuaineryhmien erotteluun ja muuntamiseen vaarattommaksi nukliditransmutaation avulla. Lisäksi kokonaisvaltaisten turvallisuustarkastelujen perusteella päädytään johtopäätökseen, että on kannattavaa käsitellä myös jo loppusijoitettuja jätteitä.
- Tehdään havaintoja, että loppusijoitusratkaisu ei vastoin kaikkia turvallisuustarkasteluja toimi odotetulla tavalla. On hyvin epätodennäköistä, että tällaiseen johtopäätökseen voitaisiin päätyä jo muutamien vuosikymmenien tai edes vuosisatojenkaan kuluessa.

#### *Eettiset näkökohdat*

Kansainvälisesti hyväksytyissä loppusijoituksen yleisissä turvallisuusperiaatteissa (IAEA 1995) on esitetty vaatimuksena loppusijoitusratkaisuille, että niiden tulee taata myös kaukana tulevaisuudessa elävien sukupolvien säteilyrasituksen pysyminen hyvin alhaisena ilman tarvetta jälkivalvontaan tai aktiivisiin



toimenpiteisiin tulevaisuudessa. Yleinen eettinen käsitys on lisäksi pitänyt vastuuttomana siirtää velvollisuutta ydinjätteiden huollosta tuleville sukupolville (NEA 1995, KTM 1995).

Toisaalta on usein esitetty eettisenä menettelytapana varata tuleville sukupolville mahdollisuus halutessaan huolehtia jätteiden käsittelystä paremmin, mikäli heillä on käytettävissään siihen nykyistä paremmin soveltuva teknologia. Tämän vuoksi on ehdotettu väliaikaisratkaisuksi pitkäaikaista valvottua välivarastointia.

Eettinen menettely luonnonvarojen hyödyntämisessä edellyttää, ettei sukupolvi, joka saa tietystä toiminnasta taloudellista tai muuta hyötyä, siirrä toiminnasta aiheutuvia haittoja tai riskejä tuleville sukupolville. Eettistä on myös välttää luonnonvarojen tuhlaavaa käyttöä. Ydinjätehuoltoa on siis tarkasteltava myös näistä näkökulmista.

Ydinjätehuoltoon liittyy eettisiä kysymyksiä, joihin on vaikeaa tai mahdotonta löytää yksiselitteistä vastausta. Pyrkimällä alentamaan käytetyn ydinpolttoaineen potentiaalisen vaarallisuuden kestoa esimerkiksi 100 000 vuodesta 10 000 vuoteen ei välttämättä saavuteta merkittävää alennusta loppusijoituksesta aiheutuviin haittoihin. Lisäksi on eri vaihtoehtoja harkittaessa otettava huomioon, että ainakin lyhyellä aikavälillä käsittelylaitokset voivat lisätä työntekijöihin ja väestöön kohdistuvia haittoja.

Eri vaihtoehtoja vertailtaessa on myös huomattava, että luonnonvarojen tuhlaavampi käyttö vaihtoehdossa, jossa käytettyä ydinpolttoainetta ei jälleenkäsittelä ja siitä eroteta vielä käyttökelpoista polttoainetta, ei välttämättä ole lopullista. Muun ydinpolttoaineen tai yleensä energiavarojen ehtyessä saattaa myöhemmin tulevaisuudessa osoittautua taloudellisesti kannattavaksi ottaa käyttöön loppusijoitettuun polttoainejätteeseen sisältyvät polttoainevarat. Nykytietämyksen mukaan tästä palauttamisesta ei aiheudu mitään konkreettista haittaa.

Useiden keskenään osittain ristiriitaisten vaatimusten yhteensovittaminen edellyttää vaadittavalta ratkaisulta palautettavuuden kannalta siis ainakin seuraavankaltaisia ominaisuuksia:

- Eristäminen pysyväksi katsottavalla tavalla toteutetaan menetelmällä, joka ei edellytä jälkivalvontaa tai mahdollisia korjaavia toimenpiteitä.
- Loppusijoitetut jättekapselit on voitava palauttaa mahdollista jälkikäsittelyä varten.
- Ratkaisumallin mahdolliset palautettavuutta edistävät suunnittelupiirteet eivät saa heikentää pitkäaikaisturvallisuutta, eivätkä lisää mahdollisuuksia tahalliseen tai tahattomaan tunkeutumiseen loppusijoitustilaan esimerkiksi ydinase materiaalin hankkimiseksi.

Nykyisin esitettyyn perusratkaisumalliin sisältyy palautettavuuden ja mahdollisen jatkokäsittelyn kannalta seuraavia mahdollisuuksia tai palautettavuutta edesauttavia piirteitä:

- Ratkaisuihin sisältyvän ainakin vuoteen 2020 ulottuvan välivarastointijakson kuluessa jätehuollon perusvaihtoehtojen valintaa (esimerkiksi jälleenkäsittelyä) voidaan vielä harkita uudelleen.
- Loppusijoitustilan käyttöjakson kuluessa eli suunnilleen ensi vuosisadan puoliväliin asti pystykuilut loppusijoitustilaan ja keskustunneli säilytetään avoimina, jolloin ratkaisun peruuttaminen edellyttää ainoastaan sijoitustunnelin aukikaivamista ja sijoitusreikien bentoniittitayteen poistamista.
- Loppusijoitustilojen ja niihin johtavien tunnelien ja kuilujen sulkemisen jälkeenkin tiloihin haudattujen polttoainekapselien kaivaminen uudelleen esille on teknisesti mahdollista, mutta aiheuttaa luonnollisesti merkittäviä kustannuksia.

Myös Suomessa on tehty alustavia selvityksiä palautettavuuteen liittyvistä näkökohdista (Saanio & Raiko 1999). Suomessa ehdotetulla ratkaisulla on muutamia etuja vaihtoehtoisiin ratkaisuihin verrattuna:

- Kiteiseen kallioperään louhitut onkalot (erityisesti paisuvan täyteaineseoksen tukemana) säilyvät hyvin pitkään stabiileina eikä niille tapahdu vastaavaa kokoonkuroutumista kuin savi- tai suolamuodostelmaan louhituille tiloille ennen pitkää tapahtuu.
- Kapselointiratkaisu on suunniteltu pitämään kapselit hyvin pitkään eheinä sekä korroosiota että mekaanisia rasituksia vastaan ja tällöin eheidien kapselien poistamiseen ei tarvita alkuperäisessä sijoittamisessa käytettyä tehokkaampia säteilysuojausjärjestelyjä eikä monimutkaisempia kuljetusvälineitä.
- Käytetty polttoaine ilman jälleenkäsittelyä soveltuu huomattavasti paremmin jatkokäsittelyyn eri alkuaineiden erottamiseksi ja transmutoimiseksi kuin runsasaktiivinen jälleenkäsittelyjäte lasimatriisiin kiinteytettynä.

### **3.5 Yhteenveto välivarastointiin ja palautettavuuteen liittyvistä näkökohdista**

Välivarastointijakso sisältyy jo perusratkaisumalliin ja tarjoaa sellaisenaan mahdollisuuden harkita pitkään käytetyn ydinpolttoainehuollon perustrategioiden (suora loppusijoitus vai jälleenkäsittely) valintaa. Suomessa valittu märkä välivarastointiratkaisu on jatkettavissa huolellisesti valvottuna vielä useita vuosikymmeniä pitempään kuin mitä nyt sisältyy perussuunnitelmaan.

Päätöstä siitä, tarvitaanko tällaista välivarastoinnin jatkovaihetta ei ole mahdollista tehdä nykyisen tietämyksen perusteella. Näin ollen tarkoituksenmukaisin ratkaisu on jatkaa aiemmin esitettyjen suunnitelmien mukaisesti. Mikäli myöhemmin edelleen halutaan korostaa ratkaisujen palautettavuusmahdollisuutta, ei nykyisen tietämyksen perusteella ole järkevää rakentaa eri periaatteella toimivaa valvottua välivarastoa esimerkiksi kallion pintaosiin, sillä sen tyyppinen ratkaisu on edelleen vain tilapäisratkaisu eikä toteuta ydinenergiain vaatimusta sijoittamisesta pysyväksi katsottavalla tavalla Suomeen.

Muutamia vuosikymmeniä käyttövaiheessa oleva loppusijoitustila tavallaan jatkaa edelleen välivarastointivaihetta, mutta etenee kuitenkin kohti lopullista eristämistä. Hyvin pitkällä aikavälillä myös suljettu loppusijoitustila tekee mahdolliseksi loppusijoituksen palautettavuuden, mikäli siihen ilmenee erityisen painavia syitä.

## 4. Nukliditransmutaatio

### 4.1 Nukliditransmutaatio ja ydinpolttoainekierron tehostaminen

Ydinvoimaloiden energiantuotanto perustuu nukliditransmutaatioon. Ydinpolttoaineen uraani tai plutonium hajoaa eli fissioituu neutroniabsorption seurauksena kahdeksi tai joskus harvoin kolmeksi nuklidiksi, fissiotuotteeksi. Osa neutroniabsorptioista ei aiheuta fissiota, mutta tuottaa joka tapauksessa uuden nuklidin. Loviisan ja Olkiluodon laitosten kaltaisissa kevytvesireaktoreissa nukliditransmutaatio on varsin vähäistä, koska lähinnä vain ns. fissiilit nuklidit (U-235, Pu-239 ja Pu-241) kykenevät tuottamaan energiaa. Vain noin neljä prosenttia alkuperäisestä uraanista muuttuu muiksi nuklideiksi. Painon mukaan laskettuna uusista alkuaineista suunnilleen neljäsosa on plutoniumia ja muita aktinideja ja kolme neljäsosaa fissiotuotteita. Jäljellä olevan uraanin U-235-pitoisuus on alentunut tuoreen polttoaineen yli kolmesta prosentista luonnonuraanin tasolle (noin 0,7 %). Kevytvesireaktoreiden uraaniin perustuvan polttoainehuollon tehokkuutta voidaan lisätä vain rajoitetusti, esimerkiksi poistopalamaa (tuotetun energian määrä jaettuna polttoaineen uranimassalla) suurentamalla. Käytetyn polttoaineen kertymää on siten saatu vähennettyä luokkaa 20 - 30 %. Palaman korottaminen lisää tietenkin käytetyn polttoaineen radioaktiivisuutta.

Mielenkiintoinen ja samalla teknisesti suhteellisen nopeastikin toteutettavissa oleva uraanipolttoaineen käytön tehostamismahdollisuus on kevytvesireaktorista lopullisesti poistetun polttoaineen hyödyntäminen joko sellaisenaan tai hieman käsiteltynä raskasvesireaktorin polttoaineena. Asiaa on tutkittu varsin perusteellisesti Etelä-Korean, Kanadan ja Yhdysvaltain yhteistyönä (DUPIC-polttoainekierto).

Kevytvesireaktorit ovat heikkotehoisia nukliditransmutaatiolaitoksia. Niiden polttoaineen valmistus kuluttaa runsaasti luonnonuraa, koska kevytvesireaktorit eivät kykene hyödyntymään luonnonuraanin pääkomponenttia U-238:aa, joka fissioituu vain riittävän energettisten neutronin vaikutuksesta. Siksi jo ydinenergian rauhanomaisen soveltamisen alkuvuosina ryhdyttiin tutkimaan mahdollisuuksia luoda uraanivaroja tehokkaammin hyödyntäviä polttoainekiertoja. Perusvaihtoehdoksi uraanin kertakäytölle kevytvesireaktoreissa ja muissakin reaktorityypeissä nousi käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely ja prosessissa erotettavan uraanin ja plutoniumin käyttö nopeissa reaktoreissa, jotka kykenevät käyttämään U-238:aa sekä energian että ennen kaikkea plutoniumin tuotantoon. Jälkimmäinen piirre antaa mahdollisuuden suunnitella nopeiden reaktoreiden polttoainekierto niin, että ne tuottavat enemmän fissiiliä materiaalia kuin kuluttavat sitä — mistä nimitys hyötöreaktorit. Uraanin ja plutoniumin erotus-

tekniikka (PUREX) oli kehitetty aikanaan huippuunsa ydinaseateriaalien valmistamiseen.

Varsin varhain ryhdyttiin tutkimaan mahdollisuuksia kehittää jälleenkäsittelytekniikkaa niin, että uraanin ja plutoniumin ohella myös joitakin muita alkuaineita voitaisiin erottaa käytetystä polttoaineesta jäljelle jäävästä ydinjätteestä. Päämääränä oli vähentää hankaliksi tiedettyjen nuklidien määriä altistamalla ne uudestaan neutronisäteilylle, jolloin ne muuttuisivat stabiileiksi tai ainakin lyhytikäisiksi nuklideiksi. Käytetyn ydinpolttoaineen erottelutekniikan ja transmutaation tutkimuksen (P&T, Partitioning and Transmutation) ensimmäinen huippukausi kesti 1970-luvun alusta seuraavan vuosikymmenen ensivuosiin. Monia erilaisia vaihtoehtoja selvitettiin silloin varsin perusteellisesti. Useiden ratkaisuvaihtoehtojen, kuten hiukkaskiihdytinavusteisten reaktoreiden, hyödyllisyys ja toteutettavuus osoittautui heikoksi mm. siksi, että tarvittavan tekniikan taso ei ollut vielä riittävän korkea (IAEA 1982, Croff, Blomeke and Finney 1980).

Ydinvoimalaohjelmien hidastaminen tai täydellinen pysäyttäminen useissa kehittyneissä teollisuusmaissa 1970-luvun lopulta alkaen vähensi kiinnostusta nopeisiin reaktoreihin ja P&T-ratkaisuihin. Uraanin kysynnän kasvu hiipui ja tunnetut uraanivarat riittävät nykyisten arvioiden mukaan useita vuosikymmeniä. Nopeiden reaktoreiden kaupallinen käyttöönotto on siirtynyt pitkälle tulevaisuuteen osittain myös teknisten vaikeuksien takia. Tällä hetkellä on käynnissä pieniä koelaitoksia lukuunottamatta kolme nopeaa reaktoria, yksi niin Venäjällä, Ranskassa kuin Kazahstanissakin. Japanin Monju-prototyyppilaitos on ollut suljettuna vuodesta 1995 alkaen. Kun alun perin nopeiden reaktoreiden polttoainehuoltoa palvelemaan tarkoitettut suuret jälleenkäsittelylaitokset Ranskassa ja Englannissa alkoivat valmistua 1990-luvun alkuvuosina, plutoniumille piti löytää uusi käyttötarkoitus: seosoksidipolttoainetta alettiin valmistaa kevytvesireaktoreiden käyttöön.

Ydinjätteen ja käytetyn polttoaineen loppusijoitus on osoittautunut monissa maissa hankalaksi päätöksenteon ongelmaksi. Osittain siitä syystä Japanissa käynnistettiin vuonna 1988 OMEGA-projekti tutkimaan ja kehittämään käytetyn ydinpolttoaineen erottelu- ja transmutaatiotekniikoita. Ranska seurasi esimerkkiä 1990-luvun alussa aloittamalla SPIN-ohjelman (SPIN, SeParation - INCineration). Kummasakin tapauksessa pyrkimyksenä on kytkeä uudet tutkimushankkeet myös ydinpolttoainekierron tehostamispyrkimyksiin. Yhdysvalloissa samoihin aikoihin aloitettu P&T-tutkimus painottuu ydinjätehuoltoon, koska siellä käytettyä polttoainetta ei jälleenkäsitellä. USA:ssa työn käynnistämisen yhtenä pääperusteena oli löytää keinot ydinaseateriaalien tuotannossa syntyneiden valtavien ydinjättemäärien käsittelyyn ja loppusijoitukseen. Useat muut maat ovat käynnistäneet kansallisia P&T-projekteja ydinteknisen tiedon ja taidon lisäämiseksi, jotta tarvittaessa olisi mahdollista päättää oman asiantuntemuksen avulla, mikä ydinpolttoainekierto- ja ydinjätehuoltovaihtoehto olisi paras mahdollinen.

Viime vuosien transmutaatiotutkimuksella on tietty yhteys ydinaseista vapautuvan plutoniumin käyttöä ja lopullista kohtaloa selvittävään tutkimukseen. Ylimääräistä aseplutoniumia on kuitenkin suhteellisen vähän, noin sata tonnia, eikä sen hävittämiseen tai paremminkin sen saattamiseen käytettyä polttoainetta vastaavaan tilaan välttämättä tarvita mitään uusia keinoja.

## 4.2 Nukliditransmutaatio ydinjätehuollon osana

Tehokas nukliditransmutaatio on ydinenergian pitkäaikaisen ja laajan hyödyntämisen edellytys. Useimmat alan tutkimukset liittyvät jonkinlaiseen tasapainotilanteeseen, jossa käsiteltäväksi valittuja alkuaineita syntyy suunnilleen sama määrä kuin niitä saadaan muunnettua alkuperäistä vaarattomampaan muotoon. Tällaisessa systeemissä voi olla sidottuna suuri määrä transmutoitavaa materiaalia eikä alkuaineen palamisnopeuden välttämättä tarvitse olla kovin suuri. Jos sen sijaan nukliditransmutaation avulla haluttaisiin helpottaa jo olemassaolevan käytetyn polttoaineen tai runsasaktiivisen ydinpolttoaineen loppusijoitusta, tarkoitukseen suunnitellun laitoksen tulisi selviytyä asetetusta tehtävästä mahdollisimman nopeasti ja täydellisesti. Käsiteltävää materiaalia pitäisi olla melko paljon, jotta erityisen transmutaatiolaitoksen rakentaminen olisi järkevää. Los Alamosin kansallisen laboratorion kehittämä hiukkaskiihdytinavusteinen laitos on ensisijaisesti tarkoitettu USA:n nykyisten ydinreaktoreiden käytetyn polttoaineen prosessointiin. Kuten jälleenkäsittelylaitokset myös transmutaatioreaktorit voisivat palvella eri maiden tarpeita. Silloin pienenkin maan vähäiset käytetyn polttoaineen varastot olisi mahdollista saada käsiteltyä ainakin teoriassa pienemmin kustannuksin kuin omassa vastaavassa yksikössä. Mitään konkreettisia arvioita tällaisen järjestelyn toteutettavuudesta, taloudellisuudesta ja vaikutuksesta ympäristö- ja säteilyturvallisuuteen ei voida vielä esittää.

Transmutaatiolaitoksen tehokkuus paranisi, jos siinä voitaisiin säteilyttää yksittäisistä nuklideista koostuvia kohtioita. Tehostetussakin erotteluprosessissa (ks. luku 4.4) saadaan parhaimmillaan erotettua vain yksi alkuaine kerrallaan jättevirrasta. Siitä vain osa on sellaista isotooppia, joka pitäisi muuttaa vaarattomaan muotoon. Isotooppierottelu on kuitenkin niin monimutkainen ja kallis prosessi, että on vaikea uskoa sen tulevan osaksi ydinjätehuoltoa, lukuunottamatta jälleenkäsittelyssä talteenotetun uraanin väkevöintiä.

Transmutaatiolaitos pyritään suunnittelemaan siten, että sen olosuhteet olisivat optimaaliset vaarallisten nuklidien muuntumiselle vähemmän vaarallisiksi aineiksi. Sivuaktinidien tapauksessa pyritään suosimaan fissioreaktiota neutronikaappausten kustannuksella. Siitä huolimatta esimerkiksi amerikummin säteilyttäminen tuottaa aina jonkin verran curiumia. Sivuaktinidien polttaminen tuottaa enemmän neutroneita kuin kuluttaa. Sen sijaan fissiotuotteiden säteilyttäminen vaatii melkoisesti ylimääräisiä neutroneita. Siksi niiden tuhoaminen onnistuu parhaiten

laitoksissa, joissa on ulkoinen neutronilähde, siis kiihdytinavusteisissa reaktoreissa.

Nukliditransmutaation tehokkuuden laskennallinen arviointi edellyttää tarkkoja tietokoneohjelmia ja ydinvakiokirjastoja. Käytettävissä olevat vakiot sivuaktinideille ja fissiotuotteille eivät ole yleensä vielä riittävän hyviä transmutaatiolaitosten polttoaineen ja säteilytyskohtioiden käytön suunnitteluun. Kiihdytinpohjaisten vaihtoehtojen laskentaohjelmia varten joudutaan kehittämään kokonaan uusia ydinvakiojoukkoja.

### 4.3 Katsaus tärkeimpiin P&T-tutkimusohjelmiin

#### 4.3.1 Japani: OMEGA-tutkimusohjelma

Japanin atomienergiakomissio käynnisti vuonna 1988 OMEGA-projektin (OMEGA, Options Making Extra Gains of Actinides and fission products generated in nuclear fuel cycle) edellisenä vuonna hyväksytyin ydinenergiaohjelman mukaisesti. Tavoitteeksi asetettiin innovatiivisten erottelu- ja transmutaatiotekniikoiden kehittäminen tukemaan ydinenergian pitkäjänteistä hyväksikäyttöä. OMEGA-projektin ensimmäisen perustutkimuskauden piti kestää vuoden 1996 loppuun saakka. Sen jälkeen oli tarkoitus aloittaa nelivuotinen menetelmien kokeellinen testaaminen. Pilottilaitosten rakentaminen ja koestus kuului ohjelmaan vuosina 2000 - 2010. Alkuperäisessä aikataulussa ja suunnitelmassa lienee pysytty suhteellisen hyvin ja tällä hetkellä on meneillään ensimmäisen tutkimusvaiheen arviointi (NEA 1998b, s. 107 - 108). OMEGA-ohjelmaan on käytetty vuosittain noin 100 miljoonaa markkaa.

OMEGA-tutkimusohjelman yhtenä perustavoitteena oli edistää alan kansainvälistä yhteistyötä. Välineeksi japanilaiset valitsivat OECD:n ydinenergiajärjestön (NEA), joka otti vastuulleen muun muassa laajojen tiedonvaihtokokousten järjestämisen, joista ensimmäinen pidettiin Japanissa vuonna 1990. Sarjan viides kokous pidettiin Molissa Belgiassa marraskuun 1998 lopulla (OECD 1998c). Kokouksissa esitetyt raportit ovat saatavissa OECD/NEA:n kotisivuilta.

#### 4.3.2 Ranska: SPIN-tutkimusohjelma

Ranskassa säädettiin vuonna 1991 laki ydinjätehuollon vaihtoehtojen tutkimisesta. Sen määräysten mukaisesti maan atomienergiakomissio (CEA) käynnisti 1990-luvun alussa SPIN-tutkimusohjelman tavoitteena kehittää vuoteen 2006 mennessä ydinjätehuollon kannalta mahdollisimman hyvä polttoainekierto. Kansallisiksi yhteistyökumppaneiksi ryhtyivät uraanintuotanto- ja jälleenkäsittely-yhtiö Cogema ja voimayhtiö EdF.

SPIN-ohjelma jakaantuu kahteen osaan. Lyhyen aikavälin PURETEX-hankkeessa pyritään lähinnä tehostamaan Ranskan nykyisten jälleenkäsittelylaitosten tuotantoprosesseja siten, että erilaisten ydinjätteiden määrä saadaan mahdollisimman pieneksi. ACTINEX-ohjelmassa kehitetään niin käytetyn ydinpolttoaineen erottelutekniikan kuin myös nukliditransmutaatiolaitosten tulevaisuuden ratkaisuja.

CEA:n tutkijat ovat esitelleet suunnitelmiaan SPIN-ohjelman tuloksena mahdollisesti rakennettavalta jälleenkäsittelylaitokselta edellytettävästä suorituskyvystä esimerkiksi vuonna 1995 pidetyssä Global'95-kokouksessa. Tällaisen yksikön (EFTRP, Enhanced Fuel and Target Reprocessing Plant) toivotaan olevan käytössä joskus vuosien 2010 ja 2020 välillä. Siinä pitäisi olla mahdollista tehostaa nestemäisten jätteiden käsittelyä ja ennen kaikkea toteuttaa uraanin ja plutoniumin talteenoton ohella hankalimpien pitkäikäisten radionuklidien (neptunium, ameriikium, curium, jodi ja teknetium) teollisen mittakaavan erottelu. Alkuaineista curiumin annettaisiin mieluiten hajota plutoniumiksi pitkäaikaisvarastossa, mutta muut erotetut alkuaineet poltettaisiin sitä mukaa kuin niitä tuotettaisiin. EFTRP-jälleenkäsittelylaitoksen raaka-aineeksi soveltuisivat tavanomaisten uraani- ja sekaoksidipolttoaineiden ohella radionuklidien polttamiseen tarkoitettut kohtiomateriaalit.

Olellainen osa SPIN-ohjelmaa on nukliditransmutaatioon soveltuvan polttoaineen valmistustekniikan kehittäminen. Uraani- ja plutoniumpolttoainetta tehdään nykyisin teollisesti, mutta sivuaktinideja ja pitkäikäisiä fissiotuotteita sisältävien polttoainemateriaalien tutkimus- ja kehitystyö on vielä kesken.

SPIN-tutkimusohjelmassa on lähtökohtana "reaktoripuisto", jossa on erilaisia laitostyyppisiä optimaalisissa suhteissa. Pääosan yksiköistä oletetaan olevan tavanomaisia termisiä (painevesireaktoreita) ja nopeita reaktoreita, joissa polttoainetta kierrätetään useita kertoja. Pieni osa, ehkä 5 - 7 % kokonaistehosta, tuotettaisiin ns. hybridilaitoksissa, jotka käytännössä olisivat hiukkaskiihdytin-pohjaisia nopeita reaktoreita.

### 4.3.3 Euroopan unionin P&T-tutkimus

Erottelu- ja transmutaatiotutkimus otettiin mukaan Euroopan unionin ydinteknisiin tutkimusohjelmiin kolmannen puiteohjelman aikana vuosina 1990 - 1994, mistä lähtien aihepiiri on säilynyt EU:n taloudellisen tuen piirissä. Vähitellen käynnistyvässä viidennessä puiteohjelmassa (1998 - 2002) otsikon "Innovative concepts for the fuel cycle and reactors" P&T-tutkimukselle voinee ohjautua noin 30 milj. euroa. Strategiaselvitykset, erottelukemia, polttoaineen ja kohtioiden valmistus ja säteilytys, erilaiset transmutaatiolaitokset ja jäljelle jäävän ydinjätteen käsittely ovat olleet koko ajan suurimman huomion kohteena. Lisäksi on tuettu tarvittavien ydinreaktioiden luontia ja laskentamenetelmien kehittämistä.



EU-maiden kansallinen erottelu- ja transmutaatiotutkimus on kiinteästi kytketty puiteohjelmiin. Unionin ylläpitämän Joint Research Centren (JRC) laboratoriot, varsinkin Institute for Transuranium Elements ja Pettenin suurvuoreaktori tekevät merkittävän osan kokeellisista ohjelmista. Euroopan unionin nykyisin rahoittamasta tutkimuksesta saa hyvän kuvan esimerkiksi yhteisön ydinturvallisuustutkimusohjelman vuoden 1997 toimintakertomuksesta (EU 1998).

Euroopan unioni rahoittaa myös Venäjällä tehtävää alan tutkimusta Moskovan tiede- ja teknologiakeskuksen käynnistämien projektien kautta.

## 4.4 Tehostettu jälleenkäsittelyprosessi

### 4.4.1 Tavoitetaso

Kaupallisissa jälleenkäsittelylaitoksissa käytetyn polttoaineen uraanista ja plutoniumista saadaan talteen noin 99,9 %. Tehostetuissa jälleenkäsittelyprosesseissa näitä pääaktinideja kerättäisiin vielä jätevirrastakin. Sivuaktinidit ja pitkäikäiset fission tuotteet pitäisi saada erotettua 99-prosenttisesti. Lopullisesti erottelu- ja transmutaatioprosessin tehokkuus määräytyy kummankin osavaiheen suorituskyvystä. Hyvän lopputuloksen saavuttaminen edellyttää ilmeisesti useita erotteluvaiheita sekä säilytysjaksoja, jolloin eräät lyhytikäisemmät aineet, esim. curium, muuttuvat helpommin erotettavaan alkuainemuotoon. Samoin joudutaan menettelemään niissä transmutaatioprosesseissa, joissa ei tarvita tehostettua erottelua.

### 4.4.2 Nestemäinen jälleenkäsittely

#### *SPIN-ohjelman erotteluprosessi*

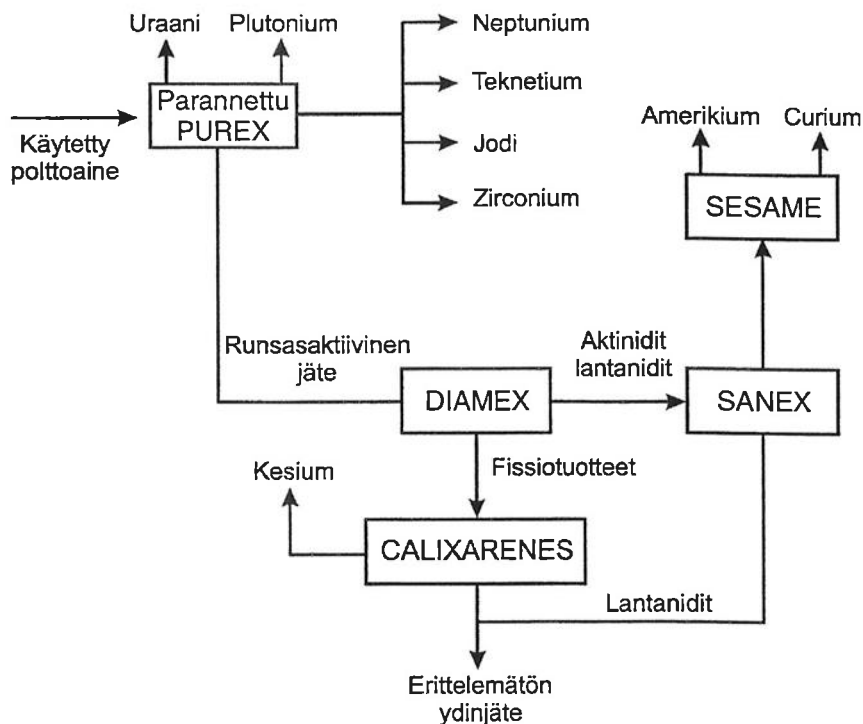
Ranskalaisessa SPIN-ohjelmassa kehitteillä oleva käytetyn polttoaineen nukliidi-erotteluprosessi on esitetty kuvassa 2. Sen lähtökohdaksi on vakiintunut PUREX-jälleenkäsittelymenetelmä, jolla saadaan noin 99,9 % käytetyn polttoaineen uraanista ja plutoniumista talteen omina tuotevirtoina. Prosessia voidaan helposti tehostaa siten, että suuri osa neptuniumista, teknetiumista, jodista ja zirkoniumista saadaan erotettua runsasaktiivisesta jätteestä. Riittävän hyvän talteenoton saavuttaminen teollisessa prosessissa vaatii vielä lisätutkimuksia.

Amerikiumin ja curiumin erottelu on SPIN-jälleenkäsittelyprosessin hankalin vaihe, joka on kuitenkin tehokkaan nukliditransmutaation perusedellytys. CEA:n päävaihtoehto on erottaa kyseiset sivuaktinidit yhdessä harvinaisten maametallien kanssa DIAMEX-prosessissa. Sen jälkeen seuraisi lantanidien erotus aktinideista. DIAMEXin toimivuus on todistettu laboratorio-olosuhteissa, mutta jälkimmäisen

prosessin (SANEX) kehitystyö on vielä lähes perustutkimusvaiheessa (Baron et al. 1997, Boullis et al. 1997).

CEA:n prosessikaavion mukaan amerikium on tarkoitus erottaa jätevirrasta SESAME-prosessissa. Tavoitteena on saada talteen vähintään 99 % käytetyn polttoaineen amerikumista ja lisäksi lopputuotteen tulisi olla hyvin puhdas. Kuvassa 2 oletetaan, että SESAME-prosessia sovelletaan liuokseen, jossa on pääasiassa amerikumia ja curiumia. Myös muita mahdollisuuksia, kuten erotus PUREX- tai DIAMEX-jäteliuoksista, tutkitaan, mutta vaikeudet ovat sitä suurempia mitä enemmän muita alkuaineita käsiteltävässä liuoksessa on. Tutkimuksissa on tähän mennessä kyetty osoittamaan SESAME-prosessin periaatteellinen toimivuus, mutta ilmeisesti teollisesti sovellettavissa olevan menetelmän kehittäminen edellyttää vielä paljon lisätyötä (Adnet et al. 1998).

Ranskalaisessa prosessikaaviossa on viimeisenä vaiheena kesiumin poistaminen jäteliuoksesta. Tavoitteena on vähentää jätteen aktiivisuutta ja lämmöntuottoa heti jälleenkäsittelyn jälkeen. Kesium ja strontium erotetaan jo nykyisin venäläisessä Majakin jälleenkäsittelylaitoksessa (Rais et al 1997).



Kuva 2. Ranskan atomienergiakomission CEA:n SPIN-ohjelmassa kehitteillä oleva erotteluprosessi nukliditransmutaation tarpeisiin (Boussier et al. 1995, Boullis et al. 1997).

### *Japanilainen neliryhmäerotteluprosessi*

Japanilaisessa OMEGA-ohjelmassa kehitetään ns. Neliryhmäerotteluprosessia. Uraanin ja plutoniumin talteenotossa syntyvästä jälleenkäsittelyliuoksesta poistetaan vielä omiksi ryhmikseen sivuaktinidit (neptunium, amerikium ja curium), teknetium ja platinametallit sekä strontium ja kesium. Parannuksena entiseen japanilaiseen jälleenkäsittelykäytäntöön on teknetiumin ja platinametallien erotus. Runsasaktiivisen jäteliuoksen aktinidit erotetaan DIDPA-prosessissa siten, että uraani, plutonium ja neptunium, amerikium ja curium sekä lantanidit muodostavat oman, riittävän puhtaan tuotevirtansa (Kubita et al. 1997). Japanissa tutkitaan myös muita samoihin tuloksiin pyrkiviä erotteluprosesseja (Koma et al. 1998, Uchiyama et al. 1998).

### *Muita erotteluprosesseja*

Runsasaktiivisen ydinjätteen erotteluun on kehitetty useita vaihtoehtoja, vaikka Ranskan ja Japanin kansallisten P&T-ohjelmien kautta DIAMEX- ja DIPDA-prosessien tutkimukseen on uhrattu eniten resursseja. Muista menetelmistä on syytä mainita ainakin Kiinassa kehitetty TRPO, joka poistaa jäteliuoksesta kolme materiaaliryhmää: 1. amerikium, curium ja lantanidit, 2. neptunium ja plutonium yhdessä ja 3. uraani. TRPO:n etuna on prosessin taloudellisuus, joka on DIAMEX:n luokkaa, kun taas DIDPA-prosessi on näitä selvästi kalliimpi. Ruotsissa on Chalmersin teknillisessä korkeakoulussa kehitetty CTH-prosessi. Siinä erotetaan jätteestä uraanin, plutoniumin ja neptuniumin ohella myös amerikium ja curium yhdessä sekä teknetium omiksi ryhmikseen. Kaikki vaihtoehdot edellyttävät lisätutkimuksia ja parannuksia ennen kuin niitä voi soveltaa kaupallisesti (NEA 1997, s. 48 - 52, Bush et al. 1995; Glatz et al. 1997).

## 4.4.3 Pyrokemiallinen jälleenkäsittely

Pyrokemiallinen jälleenkäsittely on yhteisnimi erotusmenetelmille, jotka suoritetaan korkeassa lämpötilassa (tyypillisesti yli 500 °C). Usein erotus tapahtuu nestefaasissa (metallisulassa), mutta kaasutukseen ja kiteistämiseenkin perustuvia prosesseja on kehitetty. Näiden menetelmien etu on mm. se, että aktinidien erotus ei perinteisten menetelmien tavoin edellytä vesiliuoksen muodostamista ja sen jälkeistä kiinteän aineen erotusta liuoksesta. Menetelmiä on käytetty lähinnä aseplutoniumin valmistamiseen, mutta pyrokemialliset prosessit soveltuisivat hyvin myös ydinjätehuoltoon, varsinkin jos käytetty polttoaine on metallisessa muodossa, kuten on asian laita joissain nopeissa reaktorikonsepteissa. Pyrokemiallisella jälleenkäsittelyllä voidaan päästä korkeaan yli 99 %:n saantoon uraanin ja plutoniumin erottamisessa (NEA 1997).

### *IFR-polttoainekierto*

Pyrokemiallisella jälleenkäsittelyllä oli keskeinen osa yhdysvaltalaisessa IFR-reaktorikonseptissa (IFR, Integral Fast Reactor), joka kehitettiin erityisesti kaupallisen ydinvoiman tuottaman ydinjättemäärän ja proliferaatoriskin minimoimiseksi. Reaktorin polttoaineeksi suunniteltiin zirkoniummatriisiin sekoitettua metallista urania ja plutoniumia. IFR-konseptissa kaikki polttoainekierron toiminnot on koottu muutamasta reaktorista koostuvan ydinvoimalan välittömään yhteyteen. Käytetty polttoaine piti jälleenkäsitellä pyrokemiallisessa prosessissa, jossa plutoniumia ei olisi missään vaiheessa erotettu omaksi puhtaaksi tuotevirraksi (Laidler et al. 1993). IFR-hankkeen rahoitus lopetettiin 1990-luvun puolivälissä lähinnä poliittisin perustein, mutta mainitun jälleenkäsittelymenetelmän kehitystyötä voitiin kuitenkin jatkaa (Hiruo 1994).

Metallista IFR-polttoainetta varten kehitettyä pyrokemiallista jälleenkäsittelymenetelmää voidaan soveltaa myös kevytvesireaktoreiden käytettyyn oksidipolttoaineeseen, mutta tämä edellyttää prosessiin esivaihetta, jossa aktinidioksidit pelkistetään metalleiksi (Laidler et al. 1993).

IFR-erotusmenetelmää testataan parhaillaan Yhdysvalloissa kolmivuotisessa projektissa, jossa kohteena on EBR-II-kooreaktorissa säteilytetty metallinen IFR-tyyppinen polttoaine. Tavoitteena on kyetä käsittelemään 200 kiloa polttoainetta päivässä 30 päivän ajan. Jos asetettu käsittelytaso voidaan saavuttaa, menetelmää saatetaan soveltaa myös muunlaisen käytetyn polttoaineen käsittelyyn (Lineberry et al. 1993, ANL1998, NSA/BCST 1998).

### *AIROX-prosessi*

Kuivat pyrokemialliset jälleenkäsittelymenetelmät perustuvat käytetyn ydinpolttoaineen käsittelyyn sellaisenaan korkeissa lämpötiloissa. Olosuhteita vaihdellaan hapettavista pelkistäviin, jolloin polttoainematriisin pääkomponentin uraanin kemiallinen olomuoto muuttuu  $UO_2$ :n ja  $U_3O_8$ :n välillä. Prosessin aikana kaasumaiset ja helposti höyrystyvät alkuaineet (tritium, krypton, ksenon, jodi, hiili, kesium, ruteeni, telluuri ja kadmium) haihtuvat kokonaan tai suurelta osin ja ne voidaan ottaa erikseen talteen. Jäljelle jäävä osuus sekoitetaan fissiilejä nuklideja riittävän paljon sisältävään uraaniin tai plutoniumiin. Jo 1960-luvulla kehitetty AIROX-prosessi on tunnetuin kuivista jälleenkäsittelymenetelmistä. Sekään ei ole kaupallisesti sovellettavissa ilman lisätutkimuksia esimerkiksi polttoaineen käyttäytymisestä säteilytyksen aikana (Feinroth et al. 1993, Jahshan 1994). AIROX-menetelmän yhtä muunnelmaa tutkitaan nykyisin ns. DUPIC-polttoainekierron kehitysohjelmassa (ks. luku 4.5).

Kuivat jälleenkäsittelymenetelmät eivät sovellu alkuaineiden erotteluun. Niiden avulla pyritään ydinpolttoainekierron tehostamiseen yksinkertaisemmin ja taloudellisemmin kuin mitä on mahdollista PUREX-tyyppistä jälleenkäsittelyä

sovellettaessa. Kuivissa prosesseissa plutoniumia ei eroteta muista transuraaneista, joten ne eivät sovellu ydinase materiaalien valmistamiseen.

#### 4.4.4 Tehostetun erottelun lisävaatimukset

##### *Eroteltujen alkuaineryhmien varastointi*

Tehokas erotteluprosessi tuottaa useita erillään varastoitavia alkuaine-eriä. Säilytysajat saattavat olla pitkiäkin. Jos esimerkiksi halutaan antaa curiumin hajota plutoniumiksi, odotusaika on useita kymmeniä vuosia, ehkä jopa sata vuotta. Varastointijärjestelmien täytyy olla hyviä ja niitä pitää olla usean tyyppisiä. Ongelmat ovat vähintään yhtä suuria säteilytyksen jälkeen. Tehokkaasti poltettujen transmutaatiokohtioiden säteilytaso saattaa olla aluksi hyvin korkea, mikä edellyttää hyvää säteilysuojausta käytettyjen kohtioiden säilytyspaikalta. Vaikka tällaiset ongelmat voitaneenkin ratkaista nykytekniikan keinoin, turvallisen varastoinnin järjestäminen taloudellisesti on haasteellinen tehtävä (NEA 1998b).

##### *Tehostetun erotteluprosessin valvonta*

Tehostetun erotteluprosessin lopputuotteet soveltuvat periaatteessa suhteellisen hyvin ydinaseiden valmistukseen. Taulukossa 3 on esitetty muutamien keskeisten nuklidien kriittinen massa, kun heijastimena on ruostumaton teräs. Sivuaktinidien nuklidien kriittistä massaa koskevat tiedot perustavat pääasiassa laskuihin (Nojiri & Fukasaku 1997). Periaatteessa pieni kriittinen massa merkitsee, että kyseinen nuklidi on hyvä ydinase materiaali.

*Taulukko 3. Muutamien aktinidien puoliintumisaika ja niiden kriittinen massa metallisena pallona, jonka heijastimena on ruostumaton teräs (ITU 1997, s. 90-92)*

Nuklidi	Puoliintumisaika (a)		Kriittinen massa (kg)
	Alfa-hajoaminen	Spontaani-fissio	
Np-237	$2,14 \cdot 10^6$	$1,00 \cdot 10^{18}$	55
Am-241	432,0	$1,15 \cdot 10^{14}$	34
Am-242m	141,0	$9,5 \cdot 10^{11}$	3,8
Am-243	$7,38 \cdot 10^3$	$2,0 \cdot 10^{15}$	36
Cm-244	18,1	$1,35 \cdot 10^7$	5,4
Pu-239	$24,1 \cdot 10^3$	$5,5 \cdot 10^{15}$	7
Pu-240	$6,56 \cdot 10^3$	$1,54 \cdot 10^{11}$	35

Nykyisin maailman yli 400 reaktorista vuosittain poistettavassa 10 000 tonnissa käytettyä polttoainetta on useita tonneja neptuniumia, yli tonni amerikumia ja tonni curiumia. Siten on todennäköistä, että sivuaktinideja, erityisesti neptuniumia ja amerikumia, joudutaan valvomaan yhtä tarkasti kuin plutoniumia, jos niiden erottelu laajenee teollisiin mittoihin. Tehokkaan safeguards-toiminnan järjestäminen on mahdollista nykyisin laittein ja menetelmin (ITU 1997, s. 90 - 92)

## 4.5 DUPIC-polttoainekierto

Kevytvesireaktorin käytetyssä polttoaineessa on jäljellä niin paljon fissiiliä materiaalia (selvästi yli prosentti alkuperäisestä uranimassasta), että se kelpaa sellaisenaan tai vähän käsiteltynä raskasvesireaktorin polttoaineeksi. Tämä oli lähtökohtana, kun Etelä-Korea, Kanada ja Yhdysvallat käynnistivät 1990-luvun alussa DUPIC-polttoainekierron tutkimus- ja kehitystyön (DUPIC, Dual Use of Spent PWR Fuel in CANDU). Tavoitteena on saada kokeellinen verifikaatio valmiiksi vuonna 2000, jonka jälkeen alkaisi polttoainekierron toteutettavuuden käytännön todentaminen. DUPIC soveltuu parhaiten sellaisille maille tai voimayhtiöille, joilla on sekä kevytvesi- että raskasvesireaktoreita sopivassa suhteessa. Etelä-Korea täyttää hyvin tämän ehdon (Lee et al. 1995, Lee et al. 1997), mutta Suomeen tämä ratkaisu ei soveltuisi.

DUPIC-polttoainekierrossa olisi mahdollista käyttää käytettyä kevytvesireaktorien polttoainetta sellaisenaan raskasvesireaktorin polttoaineen valmistuksessa. Erilainen polttoainenippugeometria edellyttäisi kuitenkin ilmeisesti kummassakin vaiheessa kaksinkertaista suojakuorta. Siksi nykyisin perusvaihtoehto on kevytvesireaktoripolttoaineen OREOX-pyrokemiallinen käsittely (OREOX, Oxidation/REduction of OXide fuel). Siinä polttoaineesta erottuvat helposti höyrystyvät fissiotuotteet, mikä hieman parantaa valmistettavan CANDU-polttoaineen energiantuottokykyä. Joka tapauksessa DUPIC-kierrossa esimerkiksi plutoniumia ei missään vaiheessa eroteta muusta ydinpoltoaineesta, mikä helpottaa prosessin safeguards-valvontaa (Pillay 1993). Koska käytetyn polttoaineen isotooppikoostumus vaihtelee jonkin verran, on ilmeistä, että reaktori-fysikaalisten epävarmuuksien pienentämiseksi DUPIC-kierrossa valmistettavaan kaupalliseen raskasvesireaktoripolttoaineeseen pitää lisätä tuoretta, vähän väkevoitetyä uraania, mikä puolestaan heikentää vaihtoehdon taloudellista kannattavuutta (Hoi et al. 1998).

DUPIC-polttoainekierto voi optimaalisissa olosuhteissa vähentää luonnonuraanin kulutusta 30 % ja alentaa myös jonkin verran kertyvän käytetyn polttoaineen potentiaalista säteilyvaarallisuutta. Se ei kuitenkaan muuta mitenkään ratkaisevasti loppusijoitusratkaisulle asetettavia vaatimuksia.

## 4.6 Reaktoriperusteinen nukliditransmutaatio

### 4.6.1 Polttoaineen käytön suunnittelu

Sivuaktinidien ja pitkäikäisten fissiotuotteiden muuttaminen alkuperäistä vaarattomammiksi nuklideiksi tavanomaisissa termisissä tai nopeissa reaktoreissa edellyttää kehittyntä polttoaineen valmistustekniikkaa ja huolellista reaktorin käytön suunnittelua. Periaatteessa on valittavissa kaksi perusvaihtoehtoa: poltettavien nuklidien homogeeninen tai heterogeeninen lataaminen reaktoriin. Edellisessä tapauksessa nuklidit sekoitetaan tasaisesti tavalliseen polttoaineeseen ja jälkimmäisessä tapauksessa käsiteltävistä aineista valmistetaan yksittäisiä kohtioita, jotka muistuttavat tavallista polttoainesauvaa. Kohtiosauvoja sijoitetaan muutama tavanomaiseen polttoainenippuun tai niistä valmistetaan kokonainen nippu, joka on mahdollista sijoittaa joko reaktorisydämeen tai sen ympärille ns. heijastimeksi. Heterogeeninen lataus on välttämätöntä alkuaineille, jotka tuottavat runsaasti läpitukevaa säteilyä. Amerikium on tästä hyvä esimerkki (Gruppelaar et al. 1997). Samaan reaktorisydämeen voidaan tietysti ladata osa transmutoitavasta materiaalista homogeenisesti ja osa heterogeenisesti (Pillon et al. 1998).

Muunnettavien alkuaineiden homogeeninen sekoittaminen tavanomaiseen polttoaineeseen ei välttämättä aiheuta merkittäviä muutoksia reaktorisydämen reaktiivisikaalisiin ominaisuuksiin. Tuhottavaa materiaalia on mahdollista lisätä niin vähän, kevytvesireaktoreissa ehkä kaksi prosenttia ja nopeissa reaktoreissa viitisen prosenttia polttoainemassasta, että fissiilien nuklidien osuutta polttoaineessa ei tarvitse suurentaa paljon. Homogeeninen lataustapa ei kuitenkaan ole kovin tehokas transmutaatiokeino. Sen avulla voidaan lähinnä vain vakiinnuttaa sivuaktinidien määrä polttoainekierrossa ja sekin suhteellisen pitkän siirtymäkauden jälkeen (Guillaumont 1997).

Erilliset transmutaatiokohtiot aiheuttavat helposti paikallisia vuo- ja tehopiikkejä ja edellyttävät usein tavallisten polttoainenippujen uudelleensuunnittelua. Fissiilin materiaalin määrää pitää yleensä lisätä ja sen jakautuma nipun sisällä suunnitella huolellisesti. Transmutaatiotehokkuuden optimointi vaatii tarkkoja laskentamenetelmiä ja nykyistä tarkempia tietoja nuklidien vaikutusaloista. Erityisten transmutaatioreaktorien polttoaine voi poiketa nykyisistä vaihtoehdoista niin paljon, että siitä aiheutuu lisäongelmia. Esimerkiksi reaktoriturvallisuuden kannalta tärkeiden reaktiivisuuskertoimien pitäminen turvallisuusvaatimusten mukaisina voi olla vaikeaa, jos polttoaineessa ei ole uraania. Heterogeeninen lataus on kuitenkin ainoa vaihtoehto, kun pyritään suunnittelemaan mahdollisimman tehokas transmutaatioreaktori (Pillon et al. 1998).

## 4.6.2 Transmutaatiokohtioiden valmistustekniikka

Niin uraani- kuin myös sekaoksidipolttoaineen valmistus on nykyisin vakiintunutta teollista tekniikkaa. Sen sijaan transmutaatiopolttoainetta ja -kohtioita tehdään vain laboratorio-olosuhteissa yksittäisinä koekappaleina. Euroopan unionin alueella alan tutkimus- ja kehitystyö on keskitetty yhteisön omaan Karlsruheessa sijaitsevaan Institute for Transuranium Elements (ITU) -keskukseen.

ITUn vuoden 1997 vuosikertomuksen (ITU 1998) mukaan siellä valmistettiin kyseisenä vuonna kolme runsaasti plutoniumia (45 %) sisältävää sekaoksidipolttoainesauvaa säteilytettäväksi Pettenissä Hollannissa sijaitsevassa suurvoimakemistiassa. Yhdessä sauvassa oli neptuniumia 5 % kokonaisaktinidimassasta. Valmisteilta oli kaksi amerikiiumia sisältävää koesauvaa. Toisessa amerikiium on tarkoitus sekoittaa homogeenisesti sekaoksidisiin siten, että sen osuus on 2 %. Toisella sauvalla on tarkoitus testata amerikiiumin heterogeenista polttamista. Siinä amerikiiumia on 20 tilavuusprosenttia spinel-magnesium-yhdisteestä valmistetussa matriisissa. Sauvat tullaan säteilyttämään Ranskassa OSIRIS-kooreaktorissa.

## 4.6.3 Reaktoritransmutaation mahdollisuudet

### *Neptunium*

Jälleenkäsittelystä saatava neptunium on suurelta osin Np-237:ää, jota voidaan lisätä muutama prosentti nykyisiin polttoaineisiin ilman suurempia vaikeuksia. Tavanomaisiin termisiin ja nopeisiin reaktoreihin ladattaessa polttoaineen väkevöintiä eli fissiilien nuklidien osuutta pitää vastaavasti lisätä. Näin voidaan päästä tyydyttäviin neptuniumin palamisnopeuksiin. Ranskalaisessa nopeassa PHENIX-reaktorissa tehdyissä säteilytyksissä on päästy noin 30 %:n transmutaationopeuteen. Tutkimuksen kohteena oli polttoainenuppu, jossa neptuniumia oli 2 % kahdessa sauvassa. Ranskassa koesäteilytyksiä termisessä kooreaktorissa ollaan vasta alkamassa. Myös neptuniumin heterogeenisen lataamisen käyttökelpoisuutta on tarkoitus tutkia Ranskan kansallisessa SPIN-ohjelmassa (Millet et al. 1997).

### *Amerikiium*

Viitteessä (Rome & Harislur 1997) on selvitetty reaktorifysikaalisten laskujen perusteella mahdollisuuksia polttaa amerikiiumia ns. eurooppalaisessa nopeassa reaktorissa (EFR, European Fast Reactor). Tämän kansainvälisenä yhteistyönä suunnitellun laitoksen nimellissähköteho on 1500 MW (lämpöteho 3600 MW). Mainitussa tutkimuksessa oletettiin, että EFR-sydämeen yhdelle tai kahdelle nippukehälle ladataan viisi tai kymmenen kappaletta erityisiä amerikiium-kohtioita,



joissa alumiinioksiidiin sekoitetun amerikumidioksidin tilavuusosuus on 9,5 %. Kohtiolla on oma neutronihidastimensa ( $ZrH_2$ ).

Peruspoltoainekierrolla EFR tuottaa amerikumia noin 6 kg/TWh(e). Laskuissa amerikumien nettopalaminen saatiin aikaan, jos kymmenen kohtioelementtiä oli sijoitettuna kahdelle kehälle. Kun kohtioelementtejä säteilytettiin kuusi vuotta, niin niiden alkuperäisestä amerikumista oli palanut pois noin 90 % ja alkuaineen nettovähenneminen oli ollut 0,23 kg/TWh(e). Jos oletetaan, että jälleenkäsittelyssä 0,1 % plutoniumista ja prosentti sivuaktinideista joutuu loppusijoitettavaan jätevirtaan, voidaan jätteen vaarallisuusindeksiä pienentää kertoimella viisi, jos plutoniumia kierrätetään EFR:ssä useita kertoja ja amerikum edellä kuvatulla tavalla kerran. Jos vielä curium erotettaisiin ja annettaisiin sen hajota 100 vuoden ajan plutoniumiksi ennen reaktoriin lataamista, pitkän aikavälin vaarallisuusindeksi pienenesi kertoimella 120.

### *Curium*

Curium-isotooppien radiotoksisuutta on vaikea alentaa neutronisäteilytyksen avulla. Yksinkertaisin vaihtoehto olisi erottaa curium niin muista sivuaktinideista kuin myös lantanideista ja antaa sen isotooppien hajota plutoniumiksi. Tarvittava varastointiaika on kuitenkin sadan vuoden luokkaa. Curium-isotooppien säilytys on myös ongelmallista, koska ne tuottavat runsaasti neutroneita, alfa-hiukkasia ja gamma-säteilyä. (Gruppelaar et al. 1997).

### *Pitkäikäiset fissiotuotteet*

Pitkäikäisten fissiotuotteiden muuttaminen lyhytikäisiksi nuklideiksi edellyttää, että käytettävissä on riittävästi ylimääräisiä neutroneja. Viitteessä (Salvatores, Slessarev and Tchistiakov 1998) on laskennallisesti tarkasteltu, miten kymmenen käytetyn ydinpoltoaineen loppusijoituksen kannalta hankalinta fissiotuotetta soveltuu nukliditransmutaation kohteeksi. Johtopäätös on, että viisi nuklideista, Zr-93, Tc-99, Pd-107, I-129 ja Cs-135, voidaan saada muutetuksi lyhytikäisiksi nuklideiksi siten, että asetetut reunaehdot täyttyvät.

EU:n rahoittamassa transmutaatiotutkimuksessa on selvitetty myös laskennallisesti teknetiumin (Tc-99) ja jodin (I-129) säteilyttämistä niin termisissä kuin nopeis-sakin reaktoreissa. Tulokseksi on saatu, että kummankin nuklidin poistonopeudet jäävät suhteellisen pieniksi eli materiaalin puoliintumisajat ovat kymmeniä vuosia. Lisäksi transmutaatiokohtioiden lataaminen reaktoreihin edellyttää tarkkaa reaktorifysikaalista suunnittelua, jotta sydämen reaktiivisuuskertoimet ja paikalliset tehohiiput pysyvät turvallisuusmääräysten mukaisina. Hollantilaiset tutkijat (Abrahams et al. 1996, luku II) ovat selvittäneet varsinkin yksityiskohtaisin laskuin teknetiumin polttamista kevyt- ja raskasvesimoderoiduissa termisissä reaktoreissa (LWR, HWR) sekä nopeissa reaktoreissa (FR). Kaikissa tapauksissa

muunnettava aine oli metallisina sauvoina joko tavanomaisissa polttoainepiipissa (LWR, HWR) tai erillisinä elementteinä (FR). Viimeksi mainitussa tapauksessa teknetiumelementeissä  $\text{CaH}_2$ -moderaattori ympäröi sauvahilaa. Sen vaikutuksen selvittäminen oli luonnollisesti yksi tutkimusaihe. Teknetium-kohtioelementit ladattiin nopean reaktorin sydämen keskelle. Saadut tulokset voidaan tiivistää seuraavaksi asetelmaksi (kaikissa tapauksissa teknetiumin tuottonopeus polttoaineessa on noin 0,02 kg/MWa(e)):

Reaktori	Tc-inventaari (kg)	Tc-poltto (kg/MWa(e))	Puoliintumisaika (a)
FR	2741	0,11	15
FR*	2662	0,09	18
HWR**	3809	0,11	25
LWR	3663	0,07	39

\* Kohtioelementit ilman moderaattoria

\*\* Teknetium-sauvat moderaattoritulavuudessa

Raskasvesireaktoreissa paras tulos saavutettaisiin, jos teknetium olisi mahdollista homogenisoida moderaattoriin. Silloin inventaarin puoliintumisaika putoaisi 11 vuoteen (Abrahams et al. 1996, s. 47)

Jodin tuhoaminen raskasvesireaktorissa olisi kyseisen tutkimuksen mukaan hieman tehokkaampaa kuin teknetiumin. Jos tarkastellun CANDU-reaktorin 37 sauvasta koostuvan polttoainepiipun keskellä oleva sauva korvattaisiin  $\text{CeI}_3$ :sta valmistetulla kohtiolla, sähköteholtaan 935 MW:n reaktoriin saataisiin ladattua 1,4 tonnia jodia. Siinä tapauksessa jodin nettopalamisnopeus olisi 43 kg/a, mikä vastaisi noin 20 vuoden puoliintumisaikaa. Yksi CANDU voisi polttaa yhdeksän 1000 MW:n kevytvesireaktorin jodituotannon (Abrahams et al., s. 43). Jodin käyttäytyminen säteilytyksen aikana voi kuitenkin osoittautua ongelmalliseksi, koska jodin neutronikaappaus tuottaa jalokaasua (ksenon).

Teknetiumin ja jodin reaktoreihin perustuva transmutaatio tehostuisi huomattavasti, jos keskimääräinen terminen vuo olisi paljon nykyistä suurempi. Asiaa on tutkittu sekä laskennallisesti että teknetiumin tapauksessa kokeellisesti osana EFFTRA-ohjelmaa Pettenin suurvuoreaktorin tapauksessa (Abrahams et al. 1996, s. 32 - 36, Konings et al. 1998). Puoliintumisajat ovat silloin jo alle kymmenen vuoden: 5,4 vuotta I-129:lle ja 8,4 vuotta Tc-99:lle. Säteilytykskoikeissa on saavutettu kuuden prosentin teknetium-palama.

## CANDU

Kanadalainen raskasvesireaktori CANDU on hyvin tehokas plutoniumin poltto-laitos, mutta se soveltuu myös neptuniumin ja amerikiumin transmutaatioon. Toimivin vaihtoehto saadaan sijoittamalla sivuaktinidit ja plutonium piikarbidi-matriisiin. Yhteen CANDU-polttoainenuppuun voidaan ladata 400 g aktinideja. Käytön aikana aktinidimassa vähenee 60 % ja fissiilin plutoniumin määrä 90 %. Curiumia syntyy noin 9 grammaa nippua kohti. Edelleen käytönsuunnittelu-laskujen avulla voidaan todeta, että 0,68 tonnia mainittuja aktinideja voidaan muuntaa sähköteholtaan 700 MW:n CANDU-6-reaktorissa, jos vuotuinen käyttökerroin on 80 %. Piikarbidipolttoaineen käyttöönotto edellyttää vielä paljon tutkimuksia (Chan et al. 1997, Boczar et al. 1997).

### *Kaasujäähdytteiset korkealämpötilareaktorit*

Kiinnostus kaasujäähdytteisiin korkealämpötilareaktoreihin (HTR, GT-MHR) on lisääntynyt uudelleen 1990-luvulla. Yhtenä syynä on ollut reaktorityypin soveltuvuus aseplutoniumin tuhoamiseen, mikä perustuu käytettävän ns. TRISO-polttoaineen ominaisuuksiin. Polttoaine koostuu pienistä läpimitaltaan alle millin pallomaisista partikkeleista, joissa ydinpoltoaine on monikerroksellisen erittäin kestävä karnidisuojakuoren sisällä. Partikkeleista voidaan koota grafiittimatriisiin pakattuna joko pallomaisia elementtejä, halkaisijaltaan tyypillisesti noin kuusi senttimetriä, tai tavanomaisia sylinterimäisiä tankoja, jotka yleensä sijoitetaan kuusikulmaisiin grafiittilohkoihin. Polttoaine on väkevöityä uraania (ensimmäisen sukupolven HTR:ssä väkevöinti prosentti oli yli 90 %, nykyisin alle 20 %) tai plutoniumia. Näiden kanssa voidaan käyttää myös toriumia, jonka valmistekniikka on vakiintunut (Nedderman 1998).

Nykyisistä HTR-projekteista transmutaation kannalta mielenkiintoisin on amerikkalais-venäläinen yhteistyöprojekti, jonka tavoitteena on rakentaa Venäjälle kaasujäähdytteisiä korkealämpötilareaktoreita polttamaan maan ylimääräinen ydinaseplutonium. Suunnittelun kohteena on GT-MHR -laitos (Gas Turbine - Modular Helium Reactor), joka koostuisi neljästä lämpöteholtaan 600 MW:n yksiköstä (sähköteho 284 MW). Laskelmien mukaan reaktori voi kuluttaa noin 90 % fissiilistä ja noin 65 % kaikesta plutoniumista polttoaineen kertakäytöllä. Kolme neljän moduulin GT-MHR-reaktoria kuluttaisi 50 tonnia plutoniumia 20 - 25 vuodessa (La Bar & Simon 1997, Nedderman 1998).

Kaasujäähdytteisen korkealämpötilareaktorin soveltuvuutta sivuaktinidien polttoon ei näytetä tutkitun, mutta periaatteessa laitostyyppin voidaan olettaa käyvän myös siihen tarkoitukseen.

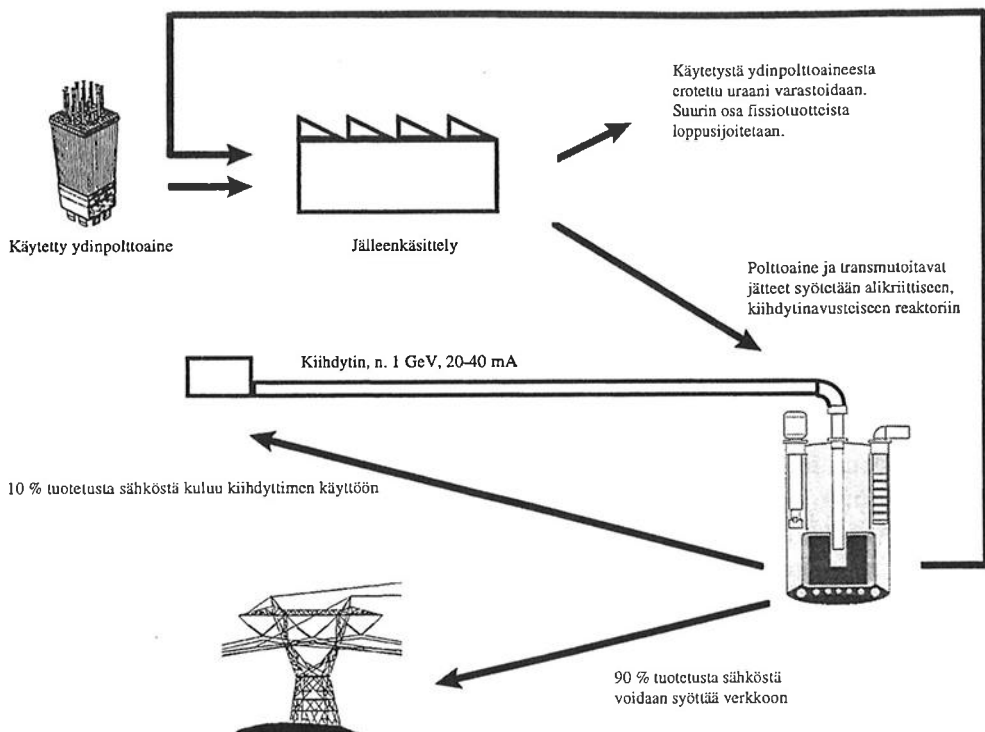
## 4.7 Kiihdytinavusteinen nukliditransmutaatio

Ydinfysiikoiden kiinnostus kiihdytinavusteiseen transmutaatioon heräsi uudelleen kokouksessa, joka pidettiin Saltsjöbadenissa Ruotsissa vuonna 1991. Ajatus kiihdyttimestä ydinreaktoriin yhdistetyn ulkoisen neutronilähteen osana on tuttu jo 1960-luvulta, mutta tuolloin kiihdytintekniikka oli liian kehittymätöntä ja kallista, jotta se olisi voitu toteuttaa. Tänäpä kiihdyttimien hyötösuhde on niin hyvä, että puolet kiihdyttimelle syötetystä energiasta muuntuu hiukkassuihkun energiaksi. Juuri tämä seikka tuotiin esille Saltsjöbadenissa, jossa tuolloin etsittiin uusia sovellutuksia perustutkimukseen kehitetyille hiukkaskiihdyttimille.

Toinen merkittävä taustatekijä kiihdytintekniikan edistymisen rinnalla oli kylmän sodan päättymisen ja sen myötä yhdysvaltalaisen ydinaseohjelmien supistuminen. Kansallisten laboratorioiden aseohjelmista vapautui runsaasti ydintekniikan asiantuntijoita. Kylmän sodan päättymisen on osoittautunut merkittäväksi myös siksi, että se on mahdollistanut melko vapaan ja hedelmällisen teknologiavaihdon Venäjän ja länsimaiden välillä.

Alkuvaiheessa esitettiin eri tahoilla monenlaisia kiihdytinavusteisia järjestelmiä, joiden keskeiset tekniset ratkaisut erosivat toisistaan varsin paljon. Kiihdytinavusteista transmutaatiota tarjottiin moneen eri tarkoitukseen: toriumia hyödyntäväksi energialähteeksi, yhdistetyksi ydinjäte- ja energiaratkaisuksi, pelkäksi jäteratkaisuksi sekä myös lääketieteellisiin tarkoituksiin tarvittavien isotooppien valmistukseen. Kiihdytinavusteinen tritiumin tuotanto sotilaalliseen tarkoitukseen on teknisesti varsin valmis konsepti. USA:n tritiumohjelmassa kiihdytintekniikkaa on kehitetty niin pitkälle, että teholtaan n. 170 MW:n laitteen piirustukset ovat olemassa. Ydinjätetransmutaation tarpeisiin riittäisi huomattavasti vaatimattomampikin kiihdytinteho, n. 40 MW.

Tänäpä eri tutkimusryhmät ovat lähentyneet toisiaan siinä määrin, että voidaan sanoa kiihdytinavusteisen järjestelmän pääpiirteistä vallitsevan yksimielisyys. Kaavio järjestelmästä on esitetty kuvassa 3.



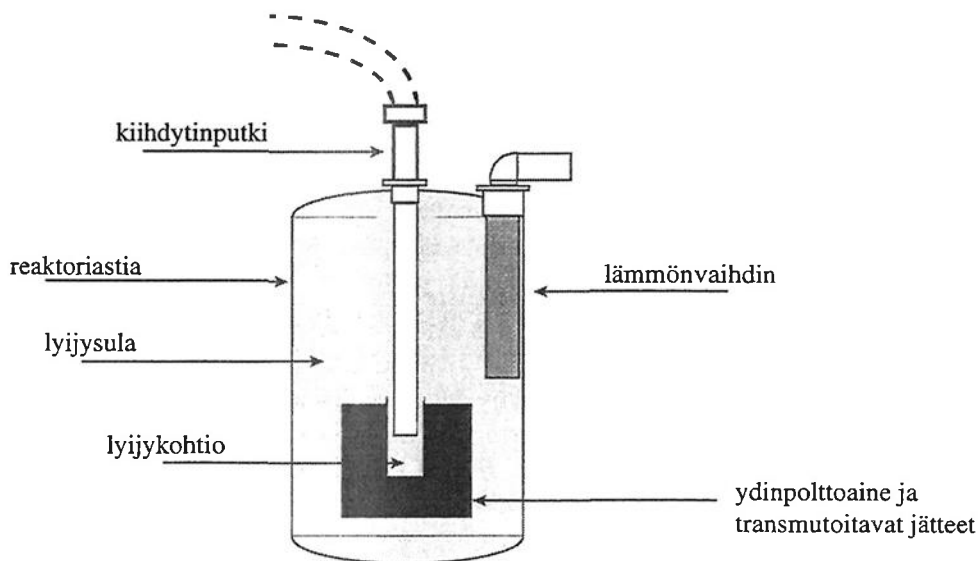
*Kuva 3. Kiihdytinavusteinen transmutaatio. Järjestelmä koostuu jälleenkäsittelylaitoksesta, kiihdyttimestä, kohtion sisältävästä alikriittisestä reaktorista sekä sähkögeneraattorista turpiiniyksikköineen. Käytetystä ydinpolttoaineesta erotetaan jälleenkäsittelylaitoksessa uraani ja suurin osa fissiotuotteista. Muut aktinidit ja fissiotuotteet viedään alikriittiseen reaktoriin, jossa korkeaa neutronivuota ylläpidetään protonikiihdyttimen avulla. Aktinidien halkeaminen tuottaa energiaa, joka muunnetaan sähköksi. Tästä sähköstä kiihdytin kuluttaa n. 10 %.*

#### 4.7.1 Kiihdytin ja alikriittinen reaktori

Kiihdytinavusteisen transmutaatiojärjestelmän keskeisimmät osat ovat hiukkaskiihdytin ja alikriittinen reaktori.

Alikriittinen reaktori (kuva 4) ei sisällä niin suurta määrää halkeavaa ydinpolttoainetta, että jatkuva ketjureaktio olisi mahdollinen. Ketjureaktiota on siksi ylläpidettävä ulkoisen erikseen kontrolloitavan neutronilähteen avulla. Alikriittisessä reaktorissa ei siten ole hallitsemattoman ketjureaktion vaaraa, ellei neutronilähteen tehonsäätö häiriidy. Tämä ominaisuus parantaa reaktori-

turvallisuutta, mutta on kuitenkin muistettava, että alikriittinen reaktori ei jälkijäähdytyksen tarpeen osalta poikkea tavanomaisesta kriittisestä reaktorista.



*Kuva 4. Protonit johdetaan kiihdytinputkea pitkin kohtioon, jossa ne iskeytyvät lyijysulaan vapauttaen hajoavista lyijy-ytimistä runsaasti neutroneita. Neutronit osuvat ympäröiviin aktinideihin ja transmutoitaviin fissiotuotteisiin. Aktinidit fissioituvat tuottaen energiaa, fissiotuotteet muuttuvat neutronisieppauksen kautta stabiileiksi tai lyhytikäisiksi alkuaineiksi. Lyijysula toimii sekä kohtiona että jäähdyttimenä.*

Ulkoisen neutronilähteen muodostaa hiukkaskiihdytin ja kohtio. Kiihdytetyt protonit törmäytetään lyijykohtioon, jossa niiden aikaansaama lyijy-ytimen hajoaminen vapauttaa suuren määrän neutroneja. Yksi protoni voi liike-energiastaan riippuen vapauttaa 20-30 neutronia, eli selvästi enemmän kuin yhden fissioreaktion vapauttamat keskimäärin alle kolme neutronia. Neutronit kulkeutuvat kohtiota ympäröivään ydinpolttoaineen ja transmutoitavien fissiotuotteiden sulaan lyijyyn upotettuun seokseen. Polttoaine on kiinteässä olomuodossa, sillä sen sulamispiste on 2500 astetta korkeampi kuin lyijyn.

Koska ketjureaktiota alikriittisessä laitoksessa ylläpitää kiihdytin eikä fissiilinen materiaalin kriittinen määrä, ketjureaktio pysähtyy heti, jos kiihdytin sammutetaan. Sula lyijy toimii paitsi kohtiona myös reaktorin jäähdyttimenä. Lyijy kuumenee reaktoriastian alaosassa, missä polttoaine hehkuu lämpöä, ja kiertää sitten reaktoriastian yläosaan, missä se luovuttaa lämmön lämmönvaihtajan kautta

sekundääripiirille ja sitä kautta turpiiniyksikölle. Lyijy muodostaa neutronituoton kannalta hyvän kohtion ja lyijyn etu on myös, että se ei merkittävässä määrin hidasta tai absorboi neutroneja. Sulassa lyijyssä konvektio kuljettaa lämpöä tehokkaasti lämmönvaihtajaan, mikä vähentää pumppujen tarvetta ja lisää ns. passiivista turvallisuutta. Lyijyn suurta lämpölaajenemista voidaan myös hyödyntää passiivisissa turvajärjestelyissä: lyijyn ylikuumentuessa lyijyn pinta reaktoriastiassa nousee kiihdytinputken kohtaan, josta se pääsee valumaan putken sisään ja täyttämään sen, mikä siirtää neutronivuon kauas polttoaineesta tyrehdyttäen näin lämmöntuoton polttoaineessa. Kiihdytinavusteisten järjestelmien passiivista turvallisuutta on korostettu, mutta myös modernit kevytvesireaktori-konseptit sisältävät samankaltaisia ratkaisuja.

Parhaan palaman aikaansaamiseksi neutronispektrin tulee alikriittisessä reaktorissa olla nopea. Kohtion jäähditysongelmien ja säteilyvaurioiden välttämiseksi kohtion tulee olla sulaa metallia. Parhaiten tähän soveltuu alhaisen sulamispisteen ja yllä mainittujen ominaisuuksien ansiosta lyijy tai lyijy-vismutti seos. Lyijyn haittana on sen aiheuttama teräsrakenteiden korrosio. Suuri ja korkeaenerginen neutronivuo puolestaan haurastuttaa rakenteita. Monet kiihdytinavusteisen transmutaatiojärjestelmän teknisistä haasteista liittyvätkin materiaalien kestävyYTEEN.

Polttoaineeksi alikriittiseen reaktoriin soveltuvat nopeille reaktoreille kehitetyt kiinteät oksidi- tai metallipolttoaineet. Yksi metallisen polttoaineen etu on, että se soveltuu sellaisenaan jälleenkäsiteltäväksi pyrokemiallisella menetelmällä. Nestemäinen metallipolttoaine olisi paras vaihtoehto, mutta tätä kehitysaskelta ei ainakaan alkuvaiheessa haluta ottaa. Yhtenä syynä voidaan pitää lisääntyvää mahdollisuutta radioaktiivisten aineiden päästöihin ympäristöön laitoshäiriöiden yhteydessä. Polttoaineen syöttö alikriittiseen reaktoriin tapahtuu samoin kuin kevytvesireaktoreissa, eli polttoaine syötetään reaktoriin sopivin väliajoin erissä, jotka vastaavat noin kolmannelta polttoaineen kokonaismäärästä. Tehonvaihtelua, joka johtuu polttoaineen laadun huonontumisesta kiertoajan loppupuolella, voidaan tasoittaa joko säätämällä kiihdyttimen tehoa ja sitä kautta neutronituottoa tai käyttämällä palavaa reaktorimyrkkyä. Jälkimmäinen keino tarkoittaa, että reaktoriin lisätään uuden polttoaineen ohella ainetta, joka absorboi neutroneja mutta häviää transmutaation kautta sitä mukaa kuin polttoaine fissioituu.

Koska nykyiset reaktorit jo täyttävät hyvin ankaratkin turvallisuusvaatimukset ei kiihdytinavusteisen järjestelmän alikriittisyys enää tuo kovin suurta etua turvallisuuden kannalta. Lisäksi on huomattava, että transmutaation edellyttämään jälleenkäsittelyyn liittyy riskejä, jotka suorassa loppusijoituksessa vältetään. Turvallisuuskysymystä merkittävämpi asia onkin, että alikriittisessä reaktorissa, toisin kuin kriittisessä reaktorissa, voidaan vaikeuksitta käyttää koostumukseltaan hyvin erilaisia polttoaineita ilman vaikutusta laitoksen turvallisuusmarginaaliin. Plutoniumin osuutta kevytvesireaktorin polttoaineessa ei voida turvallisuuden heikentymättä nostaa kovin korkeaksi, mutta kiihdytinavusteisissa systeemeissä mikään ei estä käyttämästä polttoaineena vaikka pelkkää plutoniumia. Tämä on

yksi syy siihen, että transmutaatiotehokkuus kiihdytinavusteisessa systeemissä olisi paljon suurempi kuin kevytvesireaktoreihin pohjautuvassa ratkaisussa. Toinen syy on, että neutronivuo alikriittisessä reaktorissa voisi ulkoisen neutronilähteen ansiosta olla suuri. Kolmas, mahdollisesti hyvin merkittävä syy lyijyjäähdytteisen kiihdytinavusteisen laitoksen suureen transmutaatiotehokkuuteen liittyy ydinten ns. neutronisieppausresonansseihin. Nyrkkisäännön mukaan ytimen todennäköisyys siepata neutroni on kääntäen verrannollinen neutronin nopeuteen. Usean ytimen kohdalla on kuitenkin niin, että neutronisieppautodennäköisyys tietyillä kapeilla neutronin liike-energiaväleillä on erittäin paljon suurempi kuin mitä nyrkkisäännön perusteella voisi olettaa. Lyijyjäähdytteisessä kiihdytinavusteisessa laitoksessa neutronit menettävät liike-energiaansa hyvin pienissä erissä, koska lyijy on neutroneille huono hidastin. Tällöin neutronien nopeus tulee jossakin hidastumisen vaiheessa osumaan juuri sille alueelle, jolla tietyllä ytimellä on resonanssi, ts. hyvin suuri neutronisieppautodennäköisyys. Sieppautodennäköisyyden kymmenkertaistuminen merkitsee transmutaation vaadittavan säteilytysajan lyhentymistä kymmenesosaan, joten ilmiön hyödyntämisellä voi olla suuri vaikutus transmutaatiotehokkuuteen. Menetelmän toimivuus on todettu CERNissä teknetiumilla tehdyillä kokeilla (CERN 1997).

Kiihdytinavusteisen transmutaation polttoainekierto jälleenkäsittelyineen voitaisiin järjestää siten, että se vaikeuttaisi peiteltyä aseplutoniumin tai aseuraanin valmistusta energiantuotannon yhteydessä verrattuna perinteiseen jälleenkäsittelyyn ja polttoaineen kierrätykseen kevytvesireaktoreissa. Toisaalta tehokkaan kiihdyttimen kehittämisen voidaan katsoa lisäävän fissiilin materiaalin leviämisen vaaraa. Teholtaan melko vaatimattomallakin kiihdyttimellä voidaan sopivasta hyötämiskelpoisesta aineesta tuottaa vuodessa useita kilogrammoja asemateriaalia. Transmutaation periaatteellinen etu suoraan loppusijoitukseen nähden on, että loppusijoitettava materiaali ei sisältäisi suuria määriä fissiiliä ainetta ja näin ollen ydinasemateriaalin hankinta loppusijoitustilasta olisi vielä hankalampaa. Kaiken kaikkiaan kiihdytinavusteisen transmutaation kokonaisvaikutuksia ydinasemateriaalien leviämisvaaraan on vaikea arvioida kvantitatiivisesti.

Hyvin korkeatehoisen kiihdyttimen rakentamiseen ei liittynyt ylitsepääsemättömiä teknisiä vaikeuksia, mutta tällaisen kiihdyttimen käytettävyydestä ja luotettavuudesta teollisessa prosessissa ei ole kokemusta. Kiihdyttimen tehon on oltava yli kymmenkertainen nykyisiin kiihdytimiin nähden. Tehonlisäys ei kuitenkaan liene kohtuuttoman haasteellinen vaatimus. Kiihdyttimiä on tähän asti rakennettu lähinnä hiukkasfysiikan tutkimusta varten, jolloin hieman yksinkertaistaen voidaan sanoa, että tavoitteena on maksimoida energia ja minimoida hiukkasvirta. CERNin uuden kiihdyttimen protonisuihkun energia tulee olemaan yli 10 000 kertaa suurempi kuin transmutaation tarvittavan protonisuihkun energia, joten tässä suhteessa kehitystyötä ei tarvita. Sen sijaan protonisuihkun jatkuvaa virtaa on kasvatettava paljon suuremmaksi, kuin mitä tutkimuskiihdyttimissä on käytetty.



#### 4.7.2 Kiihdytinavusteisen laitoksen kustannukset ja transmutaatiokapasiteetti

Kiihdytinavusteisen transmutaation kustannuksista on tehty vain alustavia arvioita. Japanissa tehdyn kustannusarvion (Mukaiyama 1998) mukaan kiihdyttimen rakennuskustannukset olisivat n. 1,8 mrd. mk (50 mrd. jeniä). Siirtyminen suorasta loppusijoituksesta kiihdytinavusteiseen jätteenkäsittelyyn merkitsisi tämän laskelman pohjalta runsaan 5 % nousua sähkönhintaan Japanissa. Yhdysvaltalaisen arvion (Venneri et al. 1998) mukaan kiihdyttimen hinnaksi tulisi 2,5 mrd. mk ja CERNin arvion (CERN 1996) mukaan n. 1 mrd. mk. Suunniteltujen kiihdyttimien teho- ja tyyppierot selittävät arvioiden hajonnan. Kiihdyttimen lisäksi on investoitava alikriittiseen reaktoriin ja jälleenkäsittelylaitokseen. Alikriittisen reaktorin hinta on verrattavissa kevytvesireaktorin hintaan. Perusoletus kaikissa hankkeissa on, että transmutaation tuottaman ylijäämänsähköön myynnistä saaduilla tuloilla voidaan kattaa laitoksen käyttökustannukset kokonaan tai ainakin suurilta osin.

Kiihdytinavusteisen transmutaatiolaitoksen ydinjätteen käsittelykapasiteetista on tehty useita laskelmia. Koska mitään koelaitosta ei ole olemassa, on kaikkia näitä laskelmia pidettävä viitteellisinä. Ne perustuvat oletuksiin kiihdyttimen käytettävyydestä ja materiaalien kestävyyydestä olosuhteissa, joista ei ole aikaisempaa kokemusta.

Kiihdytinavusteinen transmutaatiolaitos rakennettaisiin ydinlaitoksen yhteyteen siten, että se voisi palvella alueella ennestään sijaitsevia reaktoreita. Näin minimoitaisiin käytetyn polttoaineen kuljetukset ja voitaisiin hyödyntää olemassa olevia perusrakenteita mahdollisimman hyvin. On todennäköistä, että yksi kiihdytin palvelisi useaa (3 - 5) transmutaatioyksikköä, joille protonisuihku jaettaisiin sopivassa suhteessa ottaen huomioon, että transmutaatio polttoainekierron loppua kohden vaatii suurempaa neutronivuota.

Viitteessä (Segev et al. 1996) on kuvattu transmutaatiolaitos, joka käsittää kiihdyttimen ja kolme erillistä alikriittistä reaktoria (yhteenlaskettu lämpöteho 3200 MW). Laitos voisi huolehtia 14 tavallisen ydinvoimalan (yhden yksikön sähköteho 1000 MW, käytetyn polttoaineen poistopalama 32 MWd/kgU) vuosittaisesta amerikum-, neptunium- ja curiumjätteestä sekä 19 ydinvoimalan vuosittaisesta jodi-129- ja teknetium-99-jätteestä. Prosessin polttoaineena kuluisi lisäksi noin kolmen ydinvoimalan vuosittainen plutoniumtuotto. Tällaisen käsittelyn läpikäyneen ydinjätteen, johon ei lueta polttoaineksi luokiteltavaa erotettua uraania ja plutoniumia, puoliintumisaika lyhenisi sadoista tuhansista vuosista satoihin vuosiin ja jätteen määrä pienenesi noin kymmenesosaan alkuperäisestä, kun mukaan lasketaan myös jälleenkäsittelystä aiheutuvat jätevirrat.

### 4.7.3 Ulkomaiset hankkeet ja lähitulevaisuuden näkymät

Koska ydintekniikan kehittäminen on kallista, useimmat kiihdytinavusteisen transmutaation tutkimushankkeet tähtäävät laajaan kansainväliseen yhteistyöhön. Poikkeuksen muodostavat Ranskan ja USA:n sotilaalliset tritiumin tuotanto -hankkeet, vaikkakin USA:n hankkeen piiristä tietoa on jaettu siviilipuolelle hyvin avoimesti. Merkittäviä siviiliydintekniikkaan liittyviä tutkimushankkeita on USA:n ja Euroopan lisäksi Venäjällä ja Japanissa. Tutkimus- ja kehitystyö on varsin vilkasta ja ala saanee lähiaikoina runsaasti lisärahoitusta niin USA:ssa kuin Euroopassa. Tästä huolimatta rahoitus pysynee ainakin lähivuodet muihin ydintekniikan hankkeisiin verrattuna vaatimattomalla tasolla. USA:ssa on Los Alamosin ydinjätetransmutaatiohankkeelle myönnetty vuodeksi 1999 noin 6 milj. USD. Rahoitus jatkunee vähintään samalla tasolla myös seuraavat neljä vuotta. Euroopassa on ainakin orastavana havaittavissa ilmiö, että alunperin epäillen kiihdytinavusteiseen transmutaatioon suhtautuneet ydintutkimuslaitokset esittävät tälle alueelle projekteja turvataksaan rahoituksensa jatkuvuuden melko ydinenergiavastaisessa EU:ssa. On mahdollista, että esimerkiksi Saksassa myönnetään tällä hallituskaudella mieluummin rahoitusta ydinjätteen käsittelyyn kuin fissioreaktoreiden kehittämiseen. Kiihdytinavusteisen ydintekniikan kehittämisessä saavutettuja tuloksia voidaan hyödyntää laajemminkin. Raskasmetallijäähdytystä ja suuria säteilyannoksia sietäviä materiaaleja tarvitaan muissakin tulevaisuuden ydinlaitoksissa, kuten hyötöreaktoreissa ja fuusiovoimaloissa.

Sekä USA:ssa että Euroopassa kiihdytinavusteisen transmutaation tutkimus- ja kehitystyöhön käytetään seuraavana viisivuotiskautena arviolta 200 - 300 milj. mk. Tämän jälkeen prototyyppilaitosta voitaneen alkaa rakentaa edellyttäen, että rahoitusta ja halukkuutta tähän on.

#### *Yhdysvallat*

USA:ssa useat kansalliset laboratoriot, yliopistot sekä ydinalan suuryritykset ovat kiinnostuneet kiihdytinavusteisen transmutaation tutkimuksesta. Toiminta on keskitetty Los Alamosin kansalliseen laboratorioon, jossa myös kiihdytinavusteista tritiumtuotantoa on tutkittu. Kansalliseen turvallisuuteen liittyvää tritiumhanketta rahoitetaan vielä seuraavat kaksi vuotta, vaikka Energiaministeriön joulukuussa 1998 tekemän päätöksen mukaan tritium tullaan jatkossa tuottamaan kahdessa siviilireaktorissa. Tritiumhankkeen vuosittainen määräraha on yli 100 milj. USD, johon nähden kiihdytinavusteiselle ydinjätetransmutaatiolle vuodelle 1999 myönnetty 6 milj. USD:n rahoitus on vaatimaton. On kuitenkin muistettava, että kiihdytinteknologian kehitys on suoraan hyödynnettävissä myös siviilipuolen hankkeisiin. Ydinjätetransmutaation määräraha käytetään projektisuunnitteluun ja lyijykohtiokokeen valmisteluun. Neutronilähteeksi tarkoitettu kohtio suunnitellaan ja rakennetaan Moskovan ISTC:n (International Science and Technology Center)

projektina Obninskissa Venäjällä ja asennetaan Los Alamosin (vanhan) kiihdyttimen yhteyteen vuonna 2000.

### *CERN*

Carlo Rubbian johtama tutkimusryhmä CERNissä on ollut hyvin aloitteellinen ja esittänyt kiihdytinpohjaisia ratkaisuja moniin tarkoituksiin. Huomiota on herättänyt erityisesti ns. energiavahvistin (CERN 1995), joka on toriumia polttoaineenaan käyttävä alikriittinen lyijyjäähdytteinen kiihdytinavusteinen hyötöreaktori. Laitoksen rakentamista ja rahoitusta varten perustettiin Espanjaan jo yrityskin, jolle annettiin oikeus hyödyntää Rubbian patenttia, mutta yritys ei ole saanut riittävää rahoitusta ja sen toiminta on hiipumassa. Euroopassa keskitytään nyt CERNin, italialaisen Ansaldo-teollisuusryhmän ja ranskalaisen CEA-ydintutkimuskeskuksen yhdessä suunnittelemaan prototyypilaitokseen, jonka teho olisi 80 - 100 MW ja joka rakennettaisiin Ranskan Cadarachessa sijaitsevan ydintutkimuslaitoksen yhteyteen. Koelaitoksessa käytettäneen ranskalaiselle nopealle reaktorille Super-Phenixille kehitettyä polttoainetta. Hanke on mielenkiintoinen, mutta sen toteutumista ei voida vielä pitää varmana.

### *Ranska*

Ranska on johtava maa jälleenkäsittelyn, sekaoksidipolttoaineen (MOX) valmistuksen ja nopeiden reaktoreiden alueilla. Ranskalla on myös kiihdytinavusteista tritiumin tuotantoa tutkiva hanke.

Ranskan hallitus on velvoittanut kansallisen ydintutkimuslaitoksen CEA:n selvittämään vuoteen 2006 mennessä, miten ydinjättekysymys hoidetaan. Tutkittavien keinojen joukkoon kuuluu myös kiihdytinavusteinen transmutaatio.

### *Japani*

Japanissa kiihdytinavusteisen transmutaation tutkimus sisältyy laajaan OMEGA-ohjelmaan. 8 MW:n lineaarikiihdyttimen on määrä valmistua vuonna 2005. Japanin tutkimushanke on itsenäinen, mutta keskeisiltä osiltaan samankaltainen kuin USA:n ja Euroopan hankkeet.

### *Italia*

Italialla on vahva akateemisen ydinfysiikan perinne, mikä osaltaan selittää sen, että Italia panostaa ydintekniikan hankkeisiin huolimatta siitä, että maassa ei ole enää lainkaan toimivia ydinvoimaloita. Italia ei kuitenkaan ole kokonaan torjunut ydinvoimaa, vaan on määritellyt tavoitteekseen olla kehittämässä entistäkin turvallisempia voimalaitoksia. Siksi italialaiset ovat osoittaneet suurta kiinnostusta myös kiihdytinavusteista ydinvoimaa kohtaan — sekä CERNin että LANL:n

tutkimusohjelmia johtaa italialainen tutkija. Italialainen Ansaldo-yhtiö on mukana CERNin ja CEA:n energiavahvistin-hankkeessa.

### *Venäjä*

Venäjällä on paljon kiihdytin- ja ydintekniikan asiantuntemusta, mutta ankara puute tutkimusmäärärahoista. Venäläisten tietotaito lyijy-vismuttijäähdytteisistä reaktoreista on erittäin kysyttyä. Venäjällä on 70 reaktorivuoden kokemus tästä tekniikasta, jota käytettiin sukellusvenereaktoreissa, ja jota ei ole menestyksellisesti sovellettu missään muualla. ISTC:n toimesta tätä tietotaitoa siirretään yhdysvaltalaiseen Los Alamosin kansalliseen laboratorioon, jonne on määrä toimittaa lyijykohtio vuonna 2000. Kohtiota säteilytetään siellä sijaitsevan 1 MW:n lineaarikiihdyttimen hiukkassuihkulla. Los Alamosiin on Obninskin IPPE (Institute for Physics and Power Engineering) -tutkimuslaitoksen avustuksella rakennettu koeputkisto, jossa tutkitaan mm. sulan lyijyn aiheuttamaa teräksen korroosiota.

Panostusta lyijyteknikkaan kuvastaa myös, että Venäjän ydinenergiasta vastaava ministeri E. Adamov ilmoitti kesällä 1998, että Venäjällä rakennetaan lyijyjäähdytteisen nopean reaktorin pilottilaitos BREST-300.

### *EU*

EU on rahoittanut ja rahoittaa edelleen kiihdytinavusteiseen transmutaatioon liittyviä hankkeita CERNissä. EU on myös käynnistänyt selvityksen kiihdytinavusteisen tekniikan vaikutuksista ydinenergian turvallisuuteen (IABAT, Impact of Accelerator Based Technologies on Nuclear Fission Safety), jota koordinoi Ruotsin kuninkaallinen teknillinen korkeakoulu KTH ja johon osallistuu 10 muuta yliopistoa kuudesta eri maasta.

### *OECD/NEA ja IAEA*

OECD/NEA:n asettaman asiantuntijaryhmän raportti (OECD 1998) erottelusta ja transmutaatiosta valmistui viime vuonna. Tämä varsin laaja selvitys keskittyy jälleenkäsittelymenetelmiin ja reaktoritransmutaatioon, mutta sisältää myös katsauksen kiihdytinavusteisiin järjestelmiin. Vuonna 1999 NEA asettaa uuden asiantuntijaryhmän, joka laatii vuoteen 2001 mennessä raportin kiihdytinavusteisista transmutaatiojärjestelmistä.

IAEA on julkaissut laajan raportin "The Status of Accelerator-Driven Systems" (Gudowski 1998). Tämä sinänsä ansiokas ja perusteellinen työ kärsii jossain määrin siitä, että raportti ilmestyi noin kaksi vuotta siitä, kun se on kirjoitettu, jolloin osa aineistosta oli ehtinyt vanhentumaan.

### *Muut maat*

Ruotsissa kiihdytinavusteiseen transmutaatioon liittyviä tutkimushankkeita on vireillä Tukholman kuninkaallisessa teknillisessä korkeakoulussa KTH:ssa (n. 5 tutkijaa) ja Uppsalan yliopistossa (Enarsson et al. 1998). KTH koordinoi myös EU:n IABAT-hanketta ja valvoo Venäjän ISTC:n lyijykohtioprojektia.

Kiihdytinavusteiseen transmutaatioon liittyviä hankkeita on vireillä myös ainakin Espanjassa, Etelä-Koreassa ja Tsekin tasavallassa.

## 4.7.4 Kiihdytinavusteinen transmutaatio Suomen oloissa

Vaikka Suomeen lähitulevaisuudessa rakennettaisiin lisääkin ydinvoimaa, reaktorikanta jää silti niin pieneksi, että se ei taloudellisesti voi mitenkään ylläpitää kansallista polttoaineen jälleenkäsittelyn sisältävää transmutaatio-systeemiä. Ilman uusien jälleenkäsittelymenetelmien kaupallista läpimurtoa jälleenkäsittely pitäisi teettää ulkomailla, mikä merkitsisi käytetyn ydinpolttoaineen kuljettamista kenties useankin valtakunnanrajan yli. Reaktorikannan suuruus on taloudellisesti oleellinen tekijä myös siksi, että transmutaation taloudellinen etu suoraan loppusijoitukseen nähden tulisi esille lähinnä siten, että se pienentäisi tarvittavien loppusijoitusluolien määrää. Ilman erottelua ja transmutaatiota USA, Ranska ja Japani joutuvat melko pian ensimmäisen loppusijoitusluolan rakentamisen jälkeen harkitsemaan toisen luolan sijoitusta ja rakentamista. Suomessa yksi luolasto tarvitaan joka tapauksessa. Myös Suomessa saavutettaisiin jonkin verran etua siitä, että transmutaation ansiosta jätteen puoliintumisaika lyhenisi oleellisesti. Tämä voisi lieventää loppusijoitusluolalle asetettavia vaatimuksia ja aktinidien poisto sallii jätteen tiiviimmän varastoinnin. Japanille ja Etelä-Korealle transmutaatio on varteenotettava vaihtoehto myös siksi, että ne ovat väestörikkaita pieniä maita, joissa loppusijoitukseen soveltuvia alueita on niukalti.

Suomen oloissa transmutaatio voisi tarjota taloudellista etua vain siinä tapauksessa, että sivutuotteena syntyvä energia voitaisiin myydä kannattavasti. On kuitenkin vaikea nähdä, että kiihdytinavusteisen transmutaation ohella syntyvä energia voisi olla kilpailukykyistä kevytvesireaktorissa tuotetun energian kanssa. Syynä tähän on yksinkertaisesti se, että kiihdytinavusteinen ydinlaitos käsittää paitsi reaktorinomaisen rakennelman myös kiihdyttimen. Niin kauan kuin polttoainekulut ovat hyvin pieni osa ydinenergian kustannuksista, polttoainekulujen säästöt eivät kattane jälleenkäsittelykuluja eivätkä kiihdyttimestä aiheutuvaa merkittävää pääomakulua.

## 4.8 Muita transmutaativaihtoehtoja

### 4.8.1 Fotonisäteilyyn perustuva nukliditransmutaatio

Japanissa tutkitaan mahdollisuuksia käyttää elektronikiihdyttimen avulla tuotettavaa energettistä gammasäteilyä (energia 5 - 15 MeV) fissiotuotteiden (Sr-90 ja Cs-137) transmutointiin. Tällainen laitteisto on ollut suunnitteilla ja rakenteilla vuodesta 1989 osana OMEGA-tutkimusohjelmaa. Elektronikiihdytin valmistui vuoden 1997 alussa, mutta fotonilähteen suunnittelu on vasta meneillään (Ernoto et al. 1997). Käytetystä lähteestä ei käy ilmi tutkimusprojektin aikataulu, laitteiston hinta eikä sen suorituskyky. Elektronikiihdytinavusteinen transmutaatiolaitos on yksi Japanissa tutkituista pitkän aikavälin ratkaisuista. Muita vastaavia menetelmiä ovat fissiotuotteiden säteilyttäminen suoraan kiihdyttimestä tulevalle protonisuihkulla tai myonien katalysoimasta fuusiosta vapautuvilla neutroneilla (Takashita et al. 1994).

### 4.8.2 Fuusioreaktoriavusteinen transmutaatiolaitos

Fuusioreaktoreissa syntyy suuri määrä energettisiä neutroneita, joita voitaisiin käyttää myös nukliditransmutaatioiden synnyttämiseen. Erilaisia fuusio-fissiohybridiratkaisuja kehiteltiin ydinteknisen tutkimuksen alkuaikoina. Tällaiset hankkeet jäivät nopeasti taka-alalle ja viime vuosina silloin tällöin esiintyneet arviot fuusioreaktoriin käytöstä ydinjätehuollon osana ovat teoreettisia laskuharjoitelmia, joissa ei juuri puututa teknisiin yksityiskohtiin. Yhdessä äskettäin julkaistussa artikkelissa tarkastellaan pallonmuotoisen tokamak-laitoksen kykyä polttaa aktinideja sulasuolareaktorin kaltaisessa systeemissä. Transmutaatiyksikkö rakennettaisiin fuusiolaitoksen heijastimeen. Raportin mukaan 230 MW:a fuusiotehoa tuottava tokamak voisi tuhota yhteisteholtaan 31 GWe:n kevytvesireaktoriin käytetyssä polttoaineessa olevat sivuaktinidit. Jos sulasuolaan lisättäisiin plutoniumia, 76 MW:n tokamak voisi huolehtia yhteisteholtaan 10 GWe:n kevytvesireaktoriin sivuaktinideista ja 20 %:sta plutoniumia. Kummassakin ratkaisussa saataisiin lisäksi 1 000 MW sähköenergiaa (Cheng 1998).

Vastaavia laskelmia voidaan luonnollisesti tehdä ns. inertiaalikoossapitoon perustuvilla fuusioreaktoreilla ja osoittaa, että energettiset fuusioneutronit kykenevät muuttamaan myös hankalia fissiotuotteita alkuperäistä vaarattomampaan muotoon (n, 2n) -reaktioiden kautta (Martin 1991).

## 5. Kirjallisuusviitteet

Abánades A., et al. 1997a, Determination of the beam characteristics in the slow extraction mode in the TARC experiment. European Organization for Nuclear Research, CERN-LHC-97-008-EET.

Abánades A., et al. 1997b, TARC:  $^{99}\text{Tc}$  capture rate measurements with spallation neutrons in a large lead block. European Organization for Nuclear Research, CERN/ET/97-14.

Abrahams K., et al. 1996, Recycling and transmutation of nuclear waste. European Commission, Nuclear science and technology, Report EUR 16750 EN.

Adnet J.M., et al. 1998, The development of the SESAME process. Teoksessa ENS 1998, Volume 1, Pp. 432-439.

Allison C.M., Jahshan S.N., Wade N.L. 1993, Neutronics and fuel behaviour of AIROX-processed fuel recycled into light water reactors, Teoksessa ANS 1993, Volume 2, Pp. 709-714.

American Nuclear Society 1993 (ANS 1993), Proceedings of Global'93, International Conference and Technology Exposition on Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles and Waste Disposal Options, September 12-17, 1993, Seattle, Washington, USA, Volumes 1 & 2. 1389 p.

American Nuclear Society 1995 (ANS 1995), Proceedings of Global 1995, International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, September 11-14, 1995, Versailles, France, Volume 1 & 2. 2032 p.

Argonne National Laboratory (ANL 1998), Nuclear-fuel-treatment demo doubles production rates. ANL Press Release, July 9. ANL:n www-sivut: <http://www.anl.gov/OPA/news980709.htm>

Atomic Energy Society of Japan 1997 (AESJ 1997), Proceedings of Global'97, International Conference on Future Nuclear Fuel Systems, October 5-10, 1997, Yokohama, Japan, Volumes 1 & 2. 1556 p.

Baron P., et al. 1997, State of progress of the DIAMEX process. Teoksessa NEA 1998a, Pp. 233-241.

Boczar P.G., et al. 1997, Advanced CANDU Systems for Plutonium Destruction. Canadian Nuclear Society, CNS Bulletin, Vol. 18, No. 1, Pp. 2-10.

Boullis B., et al. 1997, Separation of long-lived radionuclides: Main goals and recent progress of the SPIN programme. Teoksessa NEA 1998a, Pp. 39-45.

Boussier H., et al. 1995, Preliminary assessment of a reprocessing process with minor actinide and long lived fission product separation. Teoksessa ANS 1995, Volume 1, Pp. 997-1007.

Bowman C.D., et al. 1992, Nuclear energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source. Nuclear Instruments & Methods in Physics Research, Section A 320 (1992) Pp. 336-367.

British Nuclear Industry Forum 1994 (BNIF 1994), Proceedings of RECOD'94, The Fourth International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, 24-28 April 1994, London, UK, Volume 1-3.

Bush R.P., Mills A.I., Stern M.I. 1995, Comparison of the plant requirements, process performance and waste arisings for potential processes for the partitioning of high level waste. Teoksessa ANS 1995, Volume 1, Pp. 232-239.

Chan P.S.W., et al. 1997, CANDU - A Versatile Reactor for Plutonium Disposition or Actinide Burning. Teoksessa AESJ 1997, Volume 1, Pp. 162-167.

Cheng E.T. 1998, A Fusion Waste Burner Based Nuclear Energy System. Proc. of The ICENES'98, the Ninth International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, Tel-Aviv, Israel, June 28 - July 2, 1998, Volume 1, Pp. 232-239.

Commission Nationale d'Evaluation (CNE 1998), Reflexions sur la reversibilité des stockages, Commission Nationale d'Evaluation relative aux recherches sur la gestion des dechets radioactifs, Instituée par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991, Juin 1998, 76 p. (Separate Executive Summary in English: *Thoughts on retrievability, 9 p.*)

Condé H. (Ed.) 1997, Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications. Proceedings of the Second International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, June 3-7 1996, Kalmar, Sweden. Uppsala University.

Congressional Budget Office (CBO 1998), Estimated budgetary effects of alternatives for producing tritium. CBO:n www-sivut: <http://www.cbo.gov/>

Croff A.G., Blomeke J.O., Finney B.C. 1980, Actinide Partitioning-Transmutation Program. Final report. I Overall Assessment. Oak Ridge National Laboratory, ORNL-5566. 129 p.

Cummings R., et al. 1996, An assessment of partition and transmutation against UK requirements for radioactive waste management. (U.K.) Department of the Environment, Commissioned Research for Radioactive Substances Division, DOE Report No: DOE/RAS/96.007.

Elbe B. 1999. Centralized Interim Storage Facility Facility - TSAR; Project Status, Spent Fuel Management Seminar XVI, Institute of Nuclear Materials Management, January 13 - 15, 1999, Wasgington, D.C., USA.



- Emoto T., et al. 1997, PNC approach for long-lived fission products transmutation with an electron accelerator. Teoksessa AESJ 1997, Volume 2, pp. 1280-1284.
- Enarsson, Å., et al. 1998, Separation och transmutation (S&T) 1997 — En genomgång av nuläget. Svenska Kärnbränslehantering AB, SKB rapport R-98-06, Maj 1998.
- European Commission, Nuclear science and technology (EU 1998), Nuclear fission safety - Progress report 1997. Volume 2: Radioactive waste management and disposal and decommissioning. Report EUR 18322/2 EN.
- European Nuclear Society 1998 (ENS 1998), Proceedings of the RECOD'98, the 5<sup>th</sup> International Conference on Recycling, Conditioning and Disposal, October 25-28, 1998, Nice, France, Volumes 1-3.
- Feinroth H., Guon J., Majumdar D. 1993, An overview of the AIROX process and its potential for nuclear fuel cycle. Teoksessa ANS 1993, Volume 2, Pp. 705-708.
- Fernandez R., Mandrillon P., Rubbia C. and Rubio J. 1996, A preliminary estimate of the economic impact of the energy amplifier. European Organization for Nuclear Research, CERN/LHC/96-01.
- Glatz J-P., et al. 1997, Group separation of radiotoxic elements from HLLW by continuous solvent extraction: a comparative study. Teoksessa NEA 1998a, Pp. 189-196.
- Gruppelaar H., et al. 1997, Transmutation of Nuclear Waste. State-of-the-art National and International Research and Strategy Studies on Partitioning and Transmutation of Actinides and Fission Products. Netherlands Energy Research Foundation ECN, Report ECN-I--97-029.
- Gudowski W. (ed.) 1997, The status of accelerator-driven systems. International Atomic Energy Agency, IAEA TECDOC-985.
- Guillaumont R. 1997, Challenges and needs in actinides separations. Teoksessa NEA 1998a, Pp. 11-19.
- Hiruo E. 1994, Critics say pyroprocessing keeps door to ALMR open. Nucleonics Week, August 11, 1994, p. 3.
- Hoi H., et al. 1998, Preliminary study on sensitivity of DUPIC fuel cycle costs to fuel composition. Proc. of International Conference on the Physics of Nuclear Science and Technology, October 5-8, 1998, Long Island, New York, Volume 1, Pp. 209-214.
- International Atomic Energy Agency (IAEA 1982), Evaluation of Actinide Partitioning and Transmutation. IAEA, Technical Reports Series No. 214 (STI/DOC/10/214). 124 p.

International Atomic Energy Agency 1995 (IAEA 1995), The Principles of Radioactive Waste Management. IAEA Safety Series No. 111-F.

International Atomic Energy Agency 1997. Yearbook 1997. Part C: Nuclear power, nuclear fuel cycle and waste management - Status and trends. ISBN 92-0-102897-0, International Atomic Energy Agency, Vienna 1997.

Juhlin C., et al. 1998, The Very Deep Hole Concept - Geoscientific appraisal of conditions at great depth, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB), Technical Report TR-98-05, 124 p.

Kauppa- ja teollisuusministeriö (KTM 1995). Pitkäikäisten radioaktiivisten jätteiden geologisen loppusijoituksen ympäristönsuojelulliset ja eettiset perusteet. 21 s. (Kauppa- ja teollisuusministeriön tutkimuksia ja raportteja 133/1995.)

Khankhasayev M.Kh., Plendl H.S. and Kurmanov Z. (Eds) 1997, Nuclear Methods for Transmutation of Nuclear Waste. Problems. Perspectives. Cooperative Research. Proc. of the International Workshop, Dulma, Russia, 29-31 May 1996. World Scientific Publishing Co, Plc. 293 p.

Koma Y., Koyama T. and Tanaka Y. 1998, Recovery of Minor Actinides in Spent Fuel Reprocessing Based on Purex Process. Teoksessa ENS 1998, Pp. 432-439.

Konings R.J.M., et al. 1998, Transmutation of Technetium in the Petten High Flux Reactor: A Comparison of Measurements and Calculations. Nuclear Science and Engineering, **128**, 70-75.

Kubota M., et al. 1997, Development of the four-group partitioning process at JAERI. Teoksessa NEA 1998a, Pp. 153-162.

La Bar M.P., Simon W.A. 1997, The Modular Helium Reactor for the Twenty-First Century. Uranium Institute. Uranium and Nuclear Energy: 1997. Proc. of the Twenty-Second Annual Symposium of the Uranium Institute, London, September 1997.

Laidler J.J., et al. 1993, Development of IFR pyroprocessing technology. Teoksessa ANS 1993, Volume 2. Pp. 1063-1065.

Lee J.S., et al. 1995, Burn spent PWR fuel again in CANDU reactors by DUPIC. Teoksessa ANS 1995, Volume 1, Pp. 355-369.

Lee J.S., et al. 1997, The DUPIC Alternative for Backend Fuel Cycle. International Atomic Energy Agency, International Symposium on Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategies: Adjusting to New Realities, 2-6 June 1997, Vienna, Austria, IAEA-SM-346/26.

Lineberry M.J., Phipps R.D. and Farlane H.F., Status of IFR fuel cycle demonstration. Teoksessa ANS 1993, Volume 2, Pp. 1066-1073.

Martin R.L. 1991, The Fusion-Fission Burner. Los Alamos National Laboratory, Specialist Meeting on Accelerator-Driven Transmutation for Radwaste and other Applications, 24-28 June 1991, Saltsjöbaden, Stockholm, Sweden. LA-12205-C (Svensk Kärnbränsle Nämnd, SKN Report No 54). 796 p. Pp. 601-606.

Millet P., et al. 1997, R&D on fuel and targets carried out by CEA in the frame of the SPIN programme. Teoksessa AESJ 1997, Vol. 1, Pp. 680-683.

Mukaiyama T. 1998, R&D strategy for partitioning & transmutation under OMEGA program and neutron science project of JAERI, 5<sup>th</sup> OECD/NEA Information exchange meeting on actinide and fission product partitioning and transmutation, Mol (Belgium) 1998.

National Academy of Sciences, Board on Chemical Sciences and Technology (NAS/BCST 1998), An Assessment of Continued R&D Into an Electro-metallurgical Approach for Treating DOE spent Nuclear Fuel. NAS:n www-sivut: <http://www.nas.edu/bcst/2lc2.html>

Nedderman J. 1998, HTGR is alive and being relaunched. Nuclear Engineering International, October 1998, Pp. 49, 51, 53, 55.

Nojiri I., Fukasaku Y. 1997, Computational study for criticality safety data of fissionable actinides. Teoksessa AESJ 1997, Volume 1, Pp. 1397-1401.

OECD Nuclear Energy Agency 1988 (NEA 1988). Feasibility of disposal of high-level radioactive waste into the seabed. Vol. 1. Overview of research and conclusions and vol. 2. Radiological assessment. Paris: OECD.

OECD Nuclear Energy Agency 1995 (NEA 1995), The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal of Long-Lived Radioactive Wastes - A Collective Opinion of the Radioactive Waste Management Committee of the OECD Nuclear Energy Agency, OECD 30 p. (Raportin käännös, Pitkäikäisten radioaktiivisten jätteiden geologisen loppusijoituksen ympäristönsuojelulliset ja eettiset perusteet on julkaistu Kauppa- ja teollisuusministeriön tutkimuksia ja raportteja 133/1995, 21 s., KTM 1995)

OECD Nuclear Energy Agency 1997 (NEA 1997), Actinide Separation Chemistry in Nuclear Waste Streams and Materials. OECD (NEA/NSC/DOC/(97)19). 115 p.

OECD Nuclear Energy Agency 1998 (NEA 1998a), Proceedings of the Workshop on Long-Lived Radionuclide Chemistry in Nuclear Waste Treatment, Villeneuve-les-Avignon, France 18-20 June 1997. OECD 271 p.

OECD Nuclear Energy Agency 1998 (NEA 1998b), Status and Assessment Report on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. OECD (Final Draft).

OECD Nuclear Energy Agency 1998 (NEA 1998c), Information exchange meeting on actinide and fission product partitioning and transmutation. NEA:n [www-sivut: http://www.nea.fr/html/trw/dracs](http://www.sivut: http://www.nea.fr/html/trw/dracs)

Peehs M., Einfeld K. 1992, Effects of long dry storage of spent fuel on the performance of further extended storage, transport and disposal packaging, Third international conference on high-level radioactive waste management, Las Vegas April 12-16, 1992, Proceedings Vol. I, Pp. 1181 -1187.

Pillay K.K.S. 1993, Safeguards and nonproliferation aspects of a dry fuel recycling technology. Teoksessa ANS 1993, Volume 2, Pp. 715-721.

Pillon S., et al., 1998, Current status of the CAPRA programme. European Nuclear Society, ENC'98. World Nuclear Congress, Nice, France, October 25-28, 1998, Transactions, Volume III, Poster Papers, Pp. 645-654.

Rais J., Selucký P., Šistková N.V. 1997, Recent developments in aqueous separation methods for treatment of radioactive wastes. Rez Nuclear Research Institute, Nucleon 4, Pp. 3-7.

Rome M., Harislur A. 1997, Study of once-through Americium matrices strategy in fast reactors. ICONES-2217, Proceedings of ICONES-5, 5<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, May 26-30, 1997, Nice, France.

Rubbia C., et al. 1995, Conceptual design of a fast neutron operated high power energy amplifier. European Organization for Nuclear Research, CERN/AT/95-44.

Saario T. ja Raiko H. 1999, Käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituskapseleiden palautettavuus, Työraportti 99-21, Posiva Oy, Helsinki, 48 p.

Salvatores M., Slessarev T. and Uematsu M. 1995, Physics Characteristics of Nuclear Power Systems with Reduced Long-Term Radioactivity Risk. Nuclear Science and Engineering, **120**,18-39.

Salvatores M., Slessarev T. and Tchistiakov A. 1996, Analysis of Nuclear Power Transmutation Potential at Equilibrium. Nuclear Science and Engineering, **124**, 280-290.

Salvatores M., Slessarev I. and Tchistiakov A. 1998, The Transmutation of Long-Lived Fission Products by Neutron Irradiation. Nuclear Science and Engineering, **130**, 309-319.

Segev M., H. Küsters and S. Pelloni 1996, Transmutation of neptunium, americium, technetium and iodine in fast spectrum cores driven by accelerated protons. Nuclear Science and Engineering, **122**, 105-120

Stuart, I.F. & Anderson, R.O. 1999. Owl Creek Energy Project: A Solution to the Spent Fuel Temporary Storage Issue, Spent Fuel Management Seminar XVI,

Institute of Nuclear Materials Management, January 13 - 15, 1999, Washington, D.C., USA.

Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB 1992), Project on Alternative Systems Study (PASS) - Final Report, October 1992, Technical Report TR-93-04, 54 p. + liitteitä.

Takashita H. 1992, Transmutation of Fission Products. Paul Scherrer Institute, Proc. of the Specialists' Meeting on Accelerator-Based Transmutation, PSI Villingen, Switzerland, March 24-26, 1992. PSI-Proceedings 92-02. 634 p, Pp. 364-382.

Takats F. 1995, The IAEA coordinated research programme on the behaviour of spent fuel and storage facility components during long-term storage (BEFAST), Proceedings of the sixth international conference on high-level radioactive waste management, Las Vegas, 30 April - 5 May, 1995, Pp. 660 -661.

Uchiyama G, et al. 1998, Extraction behaviors of Uranium, Plutonium, Neptunium and Technetium in PARC process. Teoksessa ENS 1998, Pp. 393-400.

Veneri F., et al. 1998, Accelerator-Driven Transmutation of Waste (ATW): Technical Review at MIT. Los Alamos National Laboratory, technical report LA-UR-98-608.

Vuori S. 1996, Käytetyn ydinpolttoaineen suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn perustuvien huoltovaihtoehtojen säteily- ja ympäristöturvallisuus. Helsinki: Kauppa- ja teollisuusministeriö, 68 s. (Kauppa- ja teollisuusministeriön tutkimuksia ja raportteja 8/1996.)



HANDELS- OCH  
INDUSTRIMINISTERIET

Alexandersgatan 4, PB 230, FIN-00171 Helsingfors, Finland  
Telefon (09) 1601, Telefax (09) 160 3666

Publikationsseriens namn och kod  
Undersökningar och rapporter 10/1999

Författare Markku Anttila Mikael Björnberg Seppo Vuori		Publiceringstid April 1999
		Uppdragsgivare Handels- och industriministeriet
		Organets tillsättningsdatum
Titel Alternativ till hantering av använt kärnbränsle. Långtidslagring och nuklidtransmutation		
Referat Enligt nuvarande planer skall det använda kärnbränslet från finska kärnkraftverk först mellanlagras och sedan in-slutas i bastanta metallkapslar och slutförvaras djupt i berggrunden. I denna utredning behandlas två föreslagna al-ternativ till direkt slutförvaring: långtidslagring och nuklidtransmutation. Dessa metoder jämförs, med särskild hänsyn till rådande finska förhållanden, med direkt slutförvaring. Speciellt betraktas de alternativa metodernas strål- och miljö säkerhet på kort och lång sikt samt metodernas tekniska och ekonomiska förutsättningar. Under detta decennium har man i flera länder återupptagit forskningsprogram kring möjligheterna att effektivera upp-arbetningsprocessen så, att utöver uran och plutonium även andra aktinider och långlivade fissionsprodukter skulle avskiljas från det använda kärnbränslet. De avskilda grundämnena eller deras farliga isotoper skulle om-vandlas till andra nuklider antingen i konventionella reaktorer eller i särskilda transmutationsanläggningar. Målet vore att förkorta den tid som kärnavfallet kunde vara miljöskadligt. Alla alternativa metoder kräver dock i varje fall slutförvaring i någon form. När de naturliga och tekniska utsläppsbarriärerna i slutförvarssystemet fungerar såsom planerat förblir stråldoserna som förorsakas av slutförvaringen klart mindre än vad strålsäkerhetsgränserna föreskriver oavsett vilket hanteringsalternativ som tillämpas. Med tanke på konkreta tillämpningar befinner sig både reaktor- och acceleratordriven transmutation i ett tidigt ut-vecklingskede. Tillsvidare är det för tidigt att säga huruvida den nya tekniken inom de närmaste decennierna kan utvecklas så att den lämpar sig för storskalig tillämpning. En viktig förutsättning för detta är att kärnenergin även i fortsättningen utgör en betydande, och gärna tom, en globalt växande, energikälla. På grund av att den erforder-liga tekniken är rätt komplicerad är det för Finland, som har ett begränsat kärnenergi program, i detta skede varken ändamålsenligt eller ekonomiskt hållbart att grunda hanteringen av använt kärnbränsle på denna möjlighet utan, man bör hellre fortsätta med att utarbeta den nuvarande lösningsmodellen. Vad långtidslagringen beträffar kan man konstatera att en mellanlagringsperiod redan ingår i den nuvarande lös-ningsmodellen och den erbjuder en möjlighet att länge överväga valet mellan kärnbränslehanterings huvudal-ternativ, dvs direkt slutförvaring eller uppabetning. Den sk. våta mellanlagringen som Finland gått in för kan under noggrann övervakning fortsättas i en flera årtionden längre tid än vad som ingår i den nuvarande lösningsmodel-len. Ifall man vill betona möjligheten till återtag av slutförvarat använt kärnbränsle, är det enligt rådande uppfattning ändå inte motiverat att bygga ett bevakat mellanlager exempelvis i berggrundens ytlager eftersom en sådan lösning bara skulle utgöra en tillfällig lösning och således inte uppfylla kärnenergilagens krav på permanent förvaring i Finland.		
Nyckelord kärnavfallshantering, använt kärnbränsle, slutförvaring, säkerhet, miljöpåverkan		
ISSN 1236-2352		ISBN 951-739-459-4
Sidoantal 64	Språk Finska	Pris 76 mk
Utgivare Handels- och industriministeriet		Förläggare OY EDITA AB



MINISTRY OF  
TRADE AND INDUSTRY

Aleksanterinkatu 4, P.O.Box 230, FIN-00171 Helsinki, Finland  
Tel. +358-9-1601, Telefax +358-9-160 3666

Series title and number of the publication  
Studies and Reports 10/1999

Authors		Date
Markku Anttila Mikael Björnberg Seppo Vuori		April 1999
		Commissioned by Ministry of Trade and Industry
		Date of appointment
Title		
Alternatives for Management of Spent Nuclear Fuel in Finland. Continued Long-term Interim Storage and Nuclide Transmutation		
Abstract		
<p>According to current plans the spent nuclear fuel produced by the Finnish nuclear power plants will, after intermediate storage, be disposed of deep in the bedrock employing the direct disposal method in which the spent fuel elements are encapsulated in double-layer copper-iron canisters. In this study two other management options are considered: continued long-term interim storage and nuclide transmutation. The objectives include an analysis of the short- and long-term radiological safety of the alternative options as well as an examination of the technical and economical feasibility of these options in comparison to the direct disposal option.</p> <p>During the last decade major research programmes in several countries have been reinitiated to study the possibilities to improve the efficiency of reprocessing and to separate also minor actinides and some long-lived fission products from spent fuel. These separated products would be transmuted to other radionuclides either in ordinary reactors or in special transmutation facilities. The intended benefit to be achieved by transmutation would be a substantial reduction in the time period during which the radionuclides contained in the waste could potentially bring about radiological impacts to the population in the vicinity of the repository. Some kind of final disposal is required in all options. Irrespective of the chosen management option the redundant and mutually complementary natural and engineered release barriers of a geological repository provide in normal and disturbed evolution scenarios efficient protection and retardation for releases to the environment and the radiological impacts are expected to be clearly below regulatory limits.</p> <p>The reactor-based or accelerator-driven transmutation concepts for treatment of spent nuclear fuel are in an early development phase. It is uncertain whether the required technology can be developed within the next decades to a level that could be applied in large-scale facilities. One important precondition to the practical implementation of this new technology is that nuclear power remains an important, or rather growing, energy source worldwide. Due to the complexity of the required new technology and the small size of the Finnish nuclear power programme it is at the present time not reasonable nor economically feasible to base the management of spent fuel in Finland on these concepts.</p> <p>As concerns interim storage, the current management policy already includes a long storage period that can be extended in case it is required. During that time the choice between different main options can still be contemplated. Even if one wishes to emphasise the retrievability of spent fuel, it is still not considered rational to construct a new type of monitored storage facility located close to the surface of the bedrock. That type of concept would still be an interim solution and would thus not fulfil the requirements of the Nuclear Energy Act that prescribes disposal of spent fuel in Finland in a manner that can be considered permanent.</p>		
Key words		
nuclear waste management, spent nuclear fuel, disposal, safety, environmental impact		
ISSN		ISBN
1236-2352		951-739-459-4
Pages	Language	Price
64	Finnish	FIM 76
Published by		Sold by
Ministry of Trade and Industry, Finland		EDITA LTD

- 1/1998 Kilpailun vapautumisen vaikutus sähkön hintatasoon 1989-1997  
2/1998 Kaikki peliin- tuottavuuskampanjan vaikutukset  
3/1998 ProStart- yritysideoarviointi- ja kehittämissuunnitelma:  
jälkiseuranta, palaute ja kehittämissuunnitelmat  
4/1998 Työsuhtekeksintölaain muutostarpeet  
5/1998 Suomalaisten tuotteiden menestyminen julkisissa hankinnoissa  
6/1998 Pk-yritysbarometri 1/1998  
7/1998 Kauppa- ja teollisuusministeriön rahoittama elinkeino- ja  
kuluttajapoliittinen tutkimus vuonna 1997  
8/1998 Evaluation of the RATU and RETU Research Programs  
9/1998 Suomen talouden metallitaseet  
10/1998 Europartenariat Northern Scandinavia 1996  
11/1998 Pk-yritysten vienti ja kansainvälistyminen  
12/1998 Pohjois-Eurooppaa palvelevat yritykset Suomessa  
13/1998 SME Report 1997  
14/1998 Voimalaitosten omakäyttösähkön määrittely  
15/1998 Kansallinen ydinvoimalaitosten turvallisuustutkimus 1999-2002  
16/1998 Pk-yritysbarometri 2/1998  
17/1998 Ilmastopöytäkirjan täytäntöönpano yhteistoteutuksella  
18/1998 Puun energiakäyttö ja sen edistäminen  
20/1998 Yksityisrahoitus julkisissa palveluissa  
21/1998 Pk-yritysraportti 1998



- 1/1999 Tutkimus loppusijoituslaitoksen vaikutuksista kuntien imagoon
- 2/1999 Laajempien aukiolomahdollisuuksien käyttö päivittäistavarakaupassa
- 3/1999 Pk-yrityksiä koskevan tukipolitiikan arviointi;  
Yhdistynyt kuningaskunta ja Irlannin Tasavalta  
Osa I, Johdatus pk-yrityksiä koskeviin tukipolitiikkoihin ja niiden arviointiin
- 4/1999 Pk-yrityksiä koskevan tukipolitiikan arviointi;  
Yhdistynyt kuningaskunta ja Irlannin Tasavalta  
Osa II, Delphi-tutkimus valituista pk-yritysten tukipolitiikoista ja niiden arvioinnista
- 5/1999 A Critical Evaluation of Industry SME Support Policies in the United Kingdom and the Republic of Ireland  
Stage One Report, Introduction to SME Support Policies and Their Evaluation
- 6/1999 A Critical Evaluation of Industry SME Support Policies in the United Kingdom and the Republic of Ireland  
Stage Two Report, An In-Depth Delphi Study of Selected SME Support Policies and Their Evaluation
- 7/1999 Pitkien tukkusähkösovimusten vaikutukset sähkön vähittäismyynnin kilpailutilanteeseen  
Selvitysmiesten raportti
- 8/1999 Julkisen palveluvelvoitteen ja kilpailusääntöjen välinen suhde
- 9/1999 Terveyspalvelujen tuottajien välinen kilpailu Suomessa  
Arvio kilpailuympäristön taloudellisesta ja yhteiskunnallisesta merkityksestä



KAUPPA- JA  
TEOLLISUUSMINISTERIÖ

ISSN 1236-2352  
ISBN 951-739-459-4

Oy EDITA Ab  
PL 800, 00043 EDITA, vaihde (09) 566 01  
ASIAKASPALVELU  
puh. (09) 566 0266, telefax (09) 566 0380  
EDITA-KIRJAKAUPAT HELSINGISSÄ  
Annankatu 44, puh. (09) 566 0566  
Eteläesplanadi 4, puh. (09) 662 801