

ATS Ydintekniikka 2/1983

| | | |
|--|----------------------|----|
| TEOLLISUUS JA SÄHKÖLÄMMITYS OVAT KULUTUSKASVUN PÄÄTEKIJÖINÄ | Kaarlo Kirvelä | 1 |
| LYHYT TÄHTÄYS - PITKÄ TÄHTÄYS | Heikki Raumolin | 3 |
| PÄÄJOHTAJA PROFESSORI PEKKA JAUHO 60 VUOTTA | Jorma Routti | 5 |
| LÄMMITYSREAKTORIT | Daniel Jåfs | 7 |
| OVERVIEW OF THE PBF SEVERE FUEL DAMAGE PROGRAM | A.D.Appelhans et al. | 14 |
| VAKAVIEN REAKTORIONNETTOMUUKSIEN TUTKIMUS SUOMESSA | Lasse Mattila et al. | 24 |
| DEVELOPMENT OF THE NUCLEAR FUEL CYCLE | Howard K. Shaper | 41 |
| Matkakertomus ENS:N KOKOUKSET CADARACHESSA RANSKASSA 24...26.5.1983 | Olli J A Tiainen | 55 |

ATS YDINTEKNIikka

NUMERO
KESÄKUU
JULKAISIJA

2/1983
1983

Suomen Atomiteknillinen Seura—
Atomtekniska Sällskapet i Finland r.y.

TOIMITUS

PÄÄTOIMITTAJA
TKT HEIKKI REIJONEN
PUH. 90-4564148

VTT/SÄHKÖ- JA ATOMITEKNIKAN
TUTKIMUSOSASTO
VUORIMIEHENIE 5
02150 ESPOO 15

ERIKOISTOIMITTAJA
TKT LASSE MATTILA
PUH. 90-648931

VTT/YDINVOIMATEKNIKAN LABORATORIO
LÖNNROTINKATU 37
00180 HELSINKI 18

TOIMITTAJA
FM LAUNO TUURA
PUH. 90-6172471

HELSINGIN KAUPUNGIN ENERGIALAITOS
PL 469
00101 HELSINKI 10

JOHTOKUNTA

PUHEENJOHTAJA
DI HEIKKI RAUMOLIN
PUH. 90-605022

TEOLLISUUDEN VOIMA OY
FREDRIKINKATU 51-53
00100 HELSINKI 10

JOHTOKUNNAN JÄSEN
DI MATTI KOMSI
PUH. 90-6160383

IMATRAN VOIMA OY
EERIKINKATU 27
00180 HELSINKI 18

VARAPUHEENJOHTAJA
TKT ALPO RANTA-MAUNUS
PUH. 90-6167245

SÄTEILYTURVALLISUUSLAITOS
KALEVANKATU 44
00180 HELSINKI 18

JOHTOKUNNAN JÄSEN
TKT KARI TÖRRÖNEN
PUH. 90-4565391

VTT/METALLILABORATORIO
METALLIMIEHENKUJA 6
02150 ESPOO 15

SIHTEERI
DI PERTTI VISURI
PUH. 90-605022

TEOLLISUUDEN VOIMA OY
FREDRIKINKATU 51-53
00100 HELSINKI 10

JOHTOKUNNAN JÄSEN
DI HARRY VIHARIJÄVAARA
PUH. 90-648435

SÄHKÖNTUOTTAJAIN YHTEISTYÖ-
VALTUUSKUNTA
LÖNNROTINKATU 4 B
00120 HELSINKI 12

RAHASTONHOITAJA
FM LEENA KATAJAPURO
PUH. 90-4512826

TKK/KIRJASTO
OTANIEMENTIE 9
02150 ESPOO 15

TOIMIHENKILÖT

YLEISSIHTEERI
DI LIISA MÄKI
PUH. 90-6160510

IMATRAN VOIMA OY
EERIKINKATU 27
00180 HELSINKI 18

EKSKURSIOSIHTEERI
DI KLAUS KILPI
PUH. 90-648931

VTT/YDINVOIMATEKNIKAN LAB.
LÖNNROTINKATU 37
00180 HELSINKI 18

KANS.VÄL.ASIAIN SIHT.
TKT OLLI TIAINEN
PUH. 90-6172470

HELSINGIN KAUPUNGIN ENERGIALAITOS
PL 469
00101 HELSINKI 10

ATS-INFO PUHEENJOHTAJA
TKT PEKKA HIISMÄKI
PUH. 90-4566362

VTT/REAKTORILABORATORIO
OTAKAARI 3 A
02150 ESPOO 15

LEHDESSÄ JULKAISTUT ARTIKKELIT EDUSTAVAT
KIRJOITTAJIEN OMIA MIELIPITEITÄ, EIKÄ
NII DEN KAIKISSA SUHTEISSA TARVITSE VASTATA
ATS:IN KANTAA.



Kaarlo Kirvelä

Teollisuus ja sähkölämmitys ovat kulutuskasvun päätekijöinä

Voimantuottajiemme pitkään toivoma ratkaisu uuden peruskuormalaitoksen rakentamisesta viipyy ja viipyy. Päätöksentekoa hidastaa vaikeus yhdistää toisiinsa nykyhetken ylikapasiteettitilanne ja lähes vuosikymmenen päässä oleva suurvoimalaitoksen valmistumisajankohdan kulutuskuva. Energiantarpeen kasvu on lisäksi ollut kauan alhaisilla lukemilla. Suhdannenousu antaa odottaa itseään ja saattaa muuntua elpymisjaksoksi.

Kuitenkin kaikissa pitemmän tähtäyksen selvityksissä on sekä valtakunnan, yksittäisten teollisuusyritysten että yhdyskuntien tasolla todettu että varsinkin sähköntarve tulee kasvamaan merkittävästi.

Kun talouselämä elpyy ja teollisuuden pyörät lähtevät vauhtiin, on taloudellisesti edullinen voimantuotantokapasiteettimme nopeasti käytössä. Ylimääräisiä megawatteja jää aina seisomaan. Näillä huippu- ja varalaitoksilla, jotka toimivat korkealuokkaisilla mutta kalliilla polttoaineilla ei energiavaltainen teollisuutemme kuitenkaan kykene kansainvälisen kilpailun haasteisiin vastaamaan. Teollisuus tarvitsee tätä varten tehokasta peruskuormakapasiteettia.

Säästetty energia on yleensä halvinta energiaa, periaate joka on tärkeimpänä kulmakivenä maamme energiapoliittisessa ohjelmassa. Teollisuutemme energiatalous on tunnetusti korkeatasoista mutta paljon säästökohteita on edelleenkin olemassa. Erityisesti näitä on lämpöenergian käytössä. Samalla kun säästetään, vähenee lämpövirtoihin sidoksissa oleva vastapainevoiman tuotanto tai sen hyödyntämispotentiaali. Se lisää ulkoisen sähkön tarvetta. Jalostusasteen nosto ja saannon korottaminen metsäteollisuudessa lisäävät suoraan sähköntarvetta. Myös lämpötaloudelliset energiansäästötoimet ja ympäristönsuojeluun liittyvät päästöjen käsittelysystemit vaativat lisää sähköenergiaa. Uudet energian käyttömuodot tuotannossa, joita ei yleensä osata ottaa huomioon kysyntäennusteissa, ovat paljon yleisempiä sähkö- kuin lämpöpuolella. Kaikki nämä tekijät yhdessä merkitsevät että prosessiteollisuutemme energiahuollon rakenne muuttuu jatkuvasti sähköintensiiviseen suuntaan ja sähköntarve, nimenomaan ulkoinen, kasvaa.

Paitsi teollisuudessa, on sähkönkäyttö lisääntymässä myös yhdyskuntasektorilla. Merkittävin laajamittainen kasvava käyttökohde on sähkölämmitys. Se on pientalo- ja haja-asutuksen alueilla kilpailuasemassa perinteisen kevytöljylämmityksen kanssa. Sähkölämmitystä on sen alkuajoista lähtien markkinoitu periaatteessa rajakustannusajattelulla. Nyt kun sähkölämmitys on saavuttanut merkittävän osuuden sähkön koko kulutuksesta ja erityisesti kasvavasta lisäkulutuksesta, on tarkoituksenmukaista tarkistaa ajattelutapaa.

Sähkölämmitys on nyt ja erityisesti tulevaisuudessa eräs kuluttajaryhmä muiden joukossa. Sillä on oma kuormitusluonteensa, joka poikkeaa esimerkiksi teollisuuden kulutuksesta ja myös tavanomaisesta kotitalouskulutuksesta. Kun eri tyyppiset kulutukset lasketaan yhteen, saadaan risteilytu. Se koskee sekä tuotantoa, siirtoa että jakelua. Huipun tasoittumisessa on aina vähintään kaksi osapuolta, tasoittaja ja tasoitettava. Periaatteessa voitaisiin mikä hyvänsä kuluttajaryhmä, vaikkapa jokin uusi kansantaloudellisesti merkittävä teollisuudenala, asettaa rajakuluttajaksi tavoitteena tukea sen kehittymistä.

Rajakustannuskäsite tähänastisessa muodossaan, jolloin risteilytu käsitetään vain yhden ryhmän ansioksi, aiheuttaa tarpeetonta kiistelyä. Nyt olisi kehitettävä uusi ajatus- ja laskentamalli, joka kohdistaisi risteilyedun, tai vastavasti investointi- ja käyttömenot tasapuolisesti eri kuluttajaryhmille kunkin kuormitusluonteen huomioivalla aiheuttamisperiaatteella. Tällaisen järjestelmän käyttöönotto vahvistaisi energiahuoltokentän sisäistä yhtenäisyyttä ja auttaisi osaltaan ratkaisujen aikaansaamista pyrittäessä optimaaliseen energiahuoltoon kokonaisuuden puitteissa.



Heikki Raumolin

LYHYT TÄHTÄYS - PITKÄ TÄHTÄYS

Varsin paljon kannatusta saaneen "big bang"-teorian mukaan maailmankaikkeus "syntyi" alkuräjähdyksessä 15 - 20 miljardia vuotta sitten. Jäljen tästä näemme vielä TV-ruuduissamme pieneinä kohinan lisäyksenä silloin kun ei ole läheystystä.

Aurinkokunnan mukana syntyi sitten maa noin 4,5 miljardia vuotta sitten saaden raskaat alkuaineensa, mm. uraanin, aikaisemmin loppuunpalaneen tähden jäännöksistä. Noin 2 miljardia vuotta sitten syntyi Suomen peruskallio.

Aika kului, lajit kehittyivät, ihminen ilmestyi maapallolle. Varsinainen tunnettu historia ulottuu noin 10 000 vuotta sitten päättyneen jääkauden jälkeisen ajan jälkimmäiselle puoliskolle.

Tekniikan edistyessä opittiin tuntemaan mahdollisuudet ydinenergian hyväksikäyttöön. Runsaat 40 vuotta sitten, joulukuussa 1942 käynnisti Enrico Fermi ensimmäisen ydinreaktorin Chicagossa. Tämän jälkeen on keksitty transistori ja kehitetty puolijohdetekniikka.

Suomessa ensimmäinen ydinvoimalaitos Loviisa 1 aloitti sähköntuotannon vuonna 1977.

Vuoden 1982 loppuun mennessä oli maailmassa käytössä yhteensä 276 ydinvoimalaitosyksikköä. Koko maailman energiantarpeesta niiden energiantuotanto ei kattanut kuitenkaan kuin vähäisen osan.

Kaiken edellä olevan perusteella tuntuu hämmästyttävältä, kuinka mittavia ja globaalisia perusteita on käytetty keskusteltaessa uudesta perusvoimalaitoksesta. Tosi asiassa sen rakentaminen ei muuta maailman menoa pitkällä tähtäyksellä eikä juuri lyhyelläkään. Sen sijaan nyt elävien suomalaisten kannalta on merkitystä sillä, kuinka halvalla ja turvallisesti sähköä tuotetaan ja mitkä ovat tuotannon ympäristövaikutukset.

Tehtävä perusvoimalaitosratkaisu ei kuitenkaan ole viimeinen. Vanhat voimalaitokset kuluvat ja sähköntarve kasvaa. Otaniemessä järjestettiin 6 - 10.6.1983 kolmas kansainvälinen uusia ydinenergiajärjestelmiä koskeva tieteellinen kokous. Siellä esitettiin fysikaalisia perusteita sellaisille uusille ydinenergiantuotannon vaihtoehtoil-
le, jotka voisivat toteutua 50 - 100 vuoden päästä. On monta tapaa huolehtia tulevien sukupolvien kohtalosta. Tämän kokouksen osanottajien tapa kuuluu niistä parhaimpiin.

PÄÄJOHTAJA, PROFESSORI PEKKA JAUHON MERKKIPÄIVÄ 27.4.1983

Valtion teknillisen tutkimuskeskuksen pääjohtaja, professori Pekka Jauho täytti 60 vuotta 27.4.1983. Merkkipäivää juhlistivat lukuisat onnittelut päivänsankarin kotona sekä hänen muotokuvansa paljastustilaisuudet seuraavana päivänä Valtion teknillisen tutkimuskeskuksen ja Teknillisen korkeakoulun teknillisen fysiikan osaston tiloissa. Muotokuvat on maalannut taidemaalari Birger Selin ja niistä ensiksi mainittu on maamme teollisuuden ja toinen professori Pekka Jauhon entisten oppilaiden kunnianosoitus päivänsankarille.

Professori Pekka Jauho on toiminut Valtion teknillisen tutkimuskeskuksen pääjohtajana vuodesta 1970 lähtien. Hänen johdolla on Tutkimuskeskuksen toiminta kehittynyt niin määrällisesti kuin laadullisesti erittäin suotuisasti. Tutkimuskeskuksen tehtävä on muodostunut keskeisen tärkeäksi etsittäessä ratkaisuja niihin haasteisiin, joita nopeasti kehittyvä teknologia suomalaisille yrityksille ja yhteiskunnalle asettaa.

Professori Pekka Jauho on tehnyt ansiokkaan päivätyön myös Teknillisessä korkeakoulussa. Hän on toiminut ydinfysiikan ja teknillisen fysiikan professorina sekä teknillisen fysiikan osaston johtajana vuosien 1955 ja 1970 välillä. Hänen luentosarjansa avasivat yhä uusia ovia fysiikkaan ja sen nopeasti laajenevaan sovellutusten maailmaan, jonka salaisuuksiin vielä nykyisetkin teekkaripolvet saavat hänen opastuksellaan tutustua.

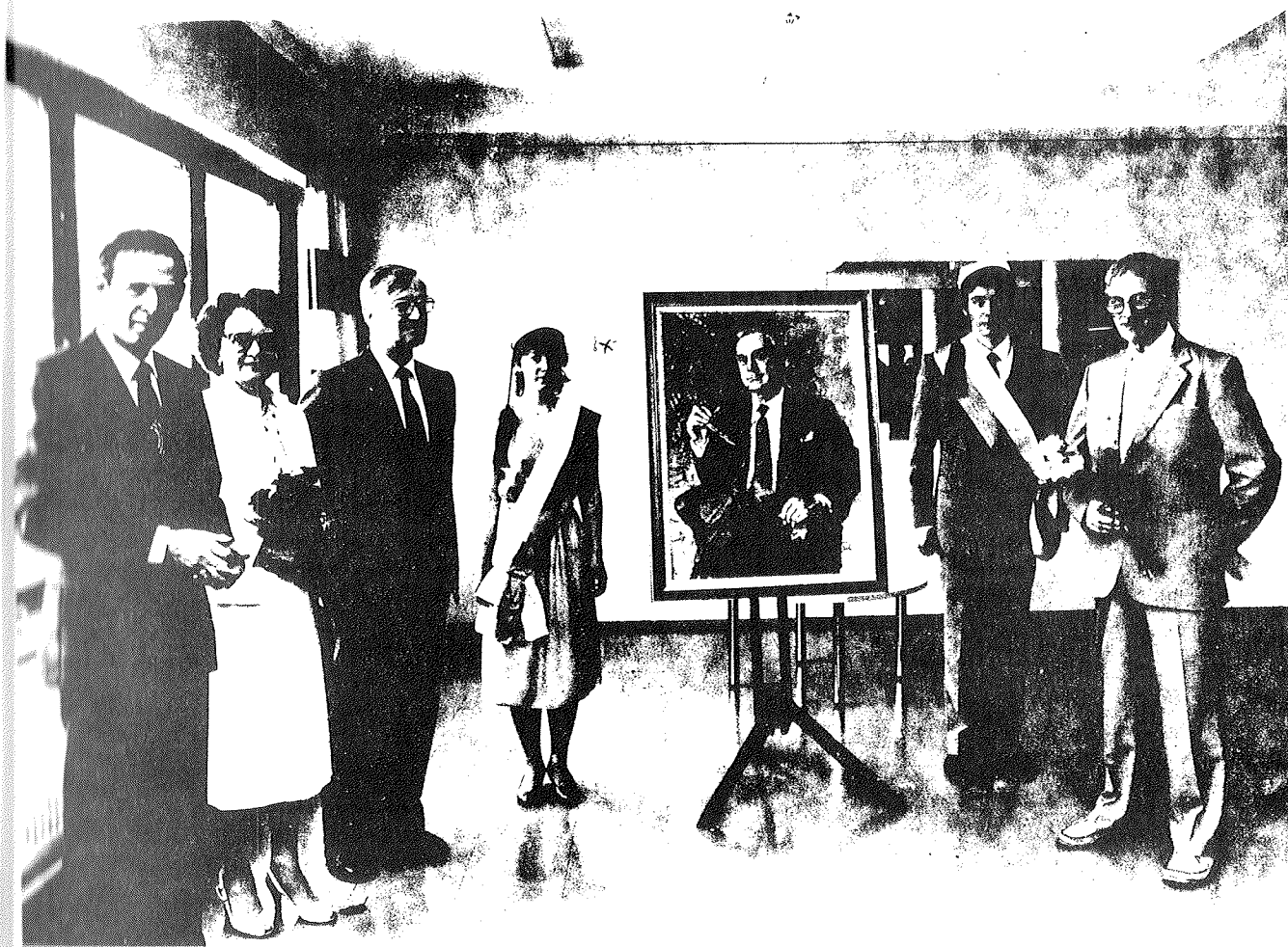
Teknillisen fysiikan osastoa leimasi alusta lähtien kuitenkin enemmän tutkimus kuin pelkkä opetus. Professori Pekka Jauhon ja jo aikaisemmin Akateemikko Erkki Laurilan johdolla käynnistettiin maassamme monia uusia tutkimusaloja. Ydinfysiikan ja ydintekniikan tutkimusedellytykset paranivat oleellisesti v. 1962 Triga tutkimusreaktorin myötä, jonka hankinnan kaukonäköisyys on alan toiminnan jatkuvasti vilkastuksessa käynyt yhä selvemmäksi. Vilkas tutkimustoiminta innosti monet oppilaista tieteellisiin jatkotutkintoihin, joiden osuus oli aina Teknillisen korkeakoulun huippuluokkaa. Professori Pekka Jauhon johdolla valmistuneista 100 diplomi-insinööristä on edelleen hänen johdolla 38 suorittanut tekniikan lisensiaatin tutkinnon ja 36 tekniikan tohtorin tutkinnon. Näistä kasvateista 18 toimii professorin ja apulaisprofessorin viroissa lukuisilla eri aloilla, mikä lienee ja säilynee maamme ennätyksenä.

Tämän opetus- ja tutkimustyön varaan on pitkälle voinut rakentua myös ydinenergian laajamittainen ja tuloksekas käyttö maassamme. Professori Pekka Jauho oli perustamassa Atomiteknillistä Seuraa v. 1966 ja toimi sen ensimmäisenä puheenjohtajana. Hänen panoksensa on edelleen keskeinen Atomienergianeuvoittelukunnan puheenjohtajana. Pääjohtaja Pekka Jauhon asiantuntemukseen ja näkemyksiin on opittu luottamaan myös niissä lukuisissa muissa luottamustehtävissä, jotka hänen osakseen ovat tulleet tieteellisen ja taloudellisen elämän niin julkisella kuin yksityisellä sektorilla.

Professori Pekka Jauhon oppilaat ja työtoverit ovat oppineet yhä enemmän arvostamaan hänen toimintansa laaja-alaisuutta ja siihen liittyviä

näkemyksiä fysiikasta ja tekniikasta kulttuurin osana. Monet korkeateknologisista aloista ovat nykyisin kiivaankin yhteiskunnallisen keskustelun kohteena. Professori Pekka Jauho on omassa työssään korostanut inhimillisen kulttuurin kokonaisuutta ja sen pirstomisen vaaroja. Korkea teknologia ei ole ristiriidassa inhimillisten arvojen kanssa, jotka ovat aina korostuneet professori Pekka Jauhon työssä.

Jorma Routti



Helsinki 9.6.1983

Daniel Jåfs



LÄMMITYSREAKTORIT

0. Yleistä

Ydinvoima tarjoaa kehittyneissä maissa reaalisen vaihtoehdon tavanomaisille energialähteille - vesivoimaan, hiileen, kaasuun tai öljyyn perustuvan energiatuotannon kustannusten noustessa. On kuitenkin muistettava, että alle 10 % maailman koko energiatuotannosta syntyy sähköllä. Olisi näin ollen varsin tärkeää, että muutkin energiantarpeet voitaisiin ainakin osittain tyydyttää ydinenergialla. Varsinkin pohjoisissa maissa olisi ydinenergian käyttöä lämmitystarkoituksiin huolellisesti tutkittava.

Tällöin tulee kaksi vaihtoehtoista ratkaisumallia kysymykseen. Toisaalta voidaan rakentaa yhdistettyjä sekä sähköä että lämpöä tuottavia laitoksia, toisaalta voidaan keskittyä ainoastaan lämpöä tuottaviin ydinlaitoksiin, ns. lämmitysreaktoreihin.

Seuraavassa käsitellään lyhyesti jälkimmäistä vaihtoehtoa. Sen eduista mainittakoon:

- matalat paineet ja lämpötilat
- voimareaktoreihin verrattuna turvallisemmat konstruktiiviset ratkaisut, jotka helpottavat lähisijoitusta
- suhteellisen pienet investintikustannukset
- kriisivarmuus. Polttoainetta voidaan vaikeuksitta varastoida monen vuoden käyttöä varten
- pieni inflaatioherkkyys

Haitoista voidaan mainita:

- lähisijoituksen aiheuttamat, lähinnä psykologiset vaikeudet
- kokemuksen puute

Lämmitysreaktorikonsepteja kehitetään lähinnä Ruotsissa, Ranskassa ja Neuvostoliitossa.

1. Ranskalainen Thermos

Ranskalaiset ovat 100 MW:n Thermos-laitoksensa suunnittelussa melko pitkällä. Thermos on painevesireaktori, jonka paine on 11 baria, halkaisija 4 m ja korkeus 9 m. Paineastia on sijoitettu altaan alaosaan, jossa on ulkoilman lämpötilassa olevaa vettä. Primääripiiriin kuuluvat sydän, pääkiertopumput ja lämmönvaihdin, jossa lämpö siirtyy välipiiriin. Primääriveden lämpötilat ovat esim. 130°C-144°C ja välipiirin 96°C-137°C. Sekundäärilämmönvaihtimen jälkeen kaukolämpöveden lämpötila on yli 120°C.

Reaktorin sydän on halkaisijaltaan 1,2 m ja korkeudeltaan 1,2 m koostuen 24:stä polttoaine-elementistä. Polttoaine on levymäistä uraanidioksiidia Zircaloy-päällysteellä. Rikastusaste on 4 %. Sydän sisältää 3,5 t UO₂. Polttoaineen vaihto tapahtuu palaman ollessa n. 30.000 MWd/t, joko 1/3 tai 1/4 sydäimestä kerrallaan. (Kuva 1).

Allas sijaitsee reaktorirakennuksen keskipisteessä ja on tehty ruostumattomasta teräksestä kuten reaktoriastiakin. Altaan halkaisija on n. 11 m ja syvyys 9 m. Rengasmainen tila altaan ja betonisen väliseinän välillä sallii laitteiden tarkastuksen sekä pääsyn reaktorin alla olevaan huoneeseen, jossa ovat säätösauvojen käyttökojeistot.

Reaktorirakennus halkaisijaltaan 13,5 m on vesitiivis ja alipaineessa. Sen ympärillä on apurakennus halkaisijaltaan 23,5 m.

Thermos-laitos muistuttaa monessa mielessä Secure-laitosta. Paineet ja lämpötilat ovat tosin tällä hetkellä hieman korkeampia, mutta yksikkökoko on sen sijaan pienempi. Polttoaineet on molempien osalta tuotava ulkoa, kun taas rakennustyöt voidaan hoitaa kokonaan kotimaisin voimin.

Näin ollen voidaan olettaa, että tässäkin tapauksessa yli 70 % laitostukustannuksista - polttoainetta lukuunottamatta - on laskettavissa kotimaiseen osuuteen.

2. Neuvostoliittolainen lämmitysreaktori (AST)

AST-reaktorin yksikköteho on vaihtoehtoisesti 300 MW tai 500 MW. Se on varustettu sisäänrakennetuilla primääripiirin lämmönvaihtimilla ja lisäksi välipiirillä. 500 MW:n yksikön sydämen muodostavat 121 polttoainekasettia. Sauvan halkaisija on 13 mm ja rikastusaste 1,8 %. Sauvat ovat RBMK-reaktorin standardisauvoja. Sydämen korkeus on 3000 mm uraanimäärän ollessa 50 t. Sydämen ominaisteho on 27,4 kW/t.

Sydämen jäähtytys tapahtuu luonnonkierrolla reaktoriveden poistolämpötilan ollessa 190°C : kaukolämpöverkoston vesi lämpiää 150°C:een. Reaktorin käyttöpaine on 12-16 baria. Sekä ensiö- että toisiopiirissä on 3 looppia. Toisiopiirin virtaus on 3 x 1900 m³/h.

Reaktoripaineastian halkaisija on n. 5,3 m ja seinämävahvuus n. 40 mm. Paineastia on sijoitettu esijännitettyä betonia olevaan toisioastiaan siten, että syntyy 200 mm:n inerttikaasulla täytetty välitila paineastian ja suojakuoren välillä. Koko reaktorilaitos varustetaan tavanomaisella suojakuorella.

Sekä Gorkiin että Voroneshiin rakennetaan parastaikaa 2 x 500 MW:n laitosta. Käyttökokemuksia tullaan näin ollen saamaan vuodesta 1985 tai 1986 alkaen.

Tässä vaiheessa saatavien varsin niukkojen tietojen perusteella on mahdotonta arvioida AST:n taloudellisuutta. Sen konstruktiiviset piirteet viittaavat kuitenkin siihen, että se saattaisi olla kilpailukykyinen myöskin meillä. Sen kotimaisuusaste voisi hyvinkin olla yli 70 %.

1. Secure

Ruotsalaiset kehittivät 1970-luvun keskivaiheilla pienen lämmitysreaktorin peruskonseptit. Finnatom ja VTT osallistuivat vuosina 1976-1977 huomattavalla panoksella KTM:n rahoituksen turvin tämän Securen edelleen kehittämiseen. Työn tuloksena syntyi 200 MW:n yksikön suhteellisen yksityiskohtainen suunnittelu sekä 400 MW:n yksikön perussuunnittelu.

V. 1979 Finnatom ja Asea-Atom tekivät yhteisen budjettitarjouksen käsittäen 2 x 400 MW:n laitoksen päälaitteet (Malmin projekti), jota Imatran Voima omilla arvioinneillaan täydensi HSL:ää varten.

Viime aikoina 400 MW:n yksikköä on tutkittu sekä HSL:n että FA:n toimesta.

(Kuvat 2 ja 3)

Secure toimii painevesireaktoriperiaatteella. Siinä käytetään lievästi rikastettua uraanidioksidia polttoaineena ja moderaattorina kevyttä vettä. Reaktorisydän koostuu lähes tavanomaisista BWR-polttoaine -elementeistä. Sen korkeus on kuitenkin vain n. 2 m. Polttoaine-elementin keskimmäiset sauvat on korvattu neiliskulmaisella putkella, jossa normaalisti on vettä ja johon tarvittaessa voi ohjata booriteräskuulia.

Sydämessä primäärivesi lämpiää 120°C:een tai mahdollisesti 130°C:een. Primääriveden lämpö siirtyy välipiiriin primäärilämmönsiirtimien kautta. Lämpöä siirretään siitä edelleen kaukolämpöverkkoon sekundäärilämmönsiirtimillä.

Reaktorisydän sijaitsee lähellä paineistetun betonialtaan pohjaa. Allas on 12 m syvä sisältäen n. 1500 m³ booripitoista kylmää vettä.

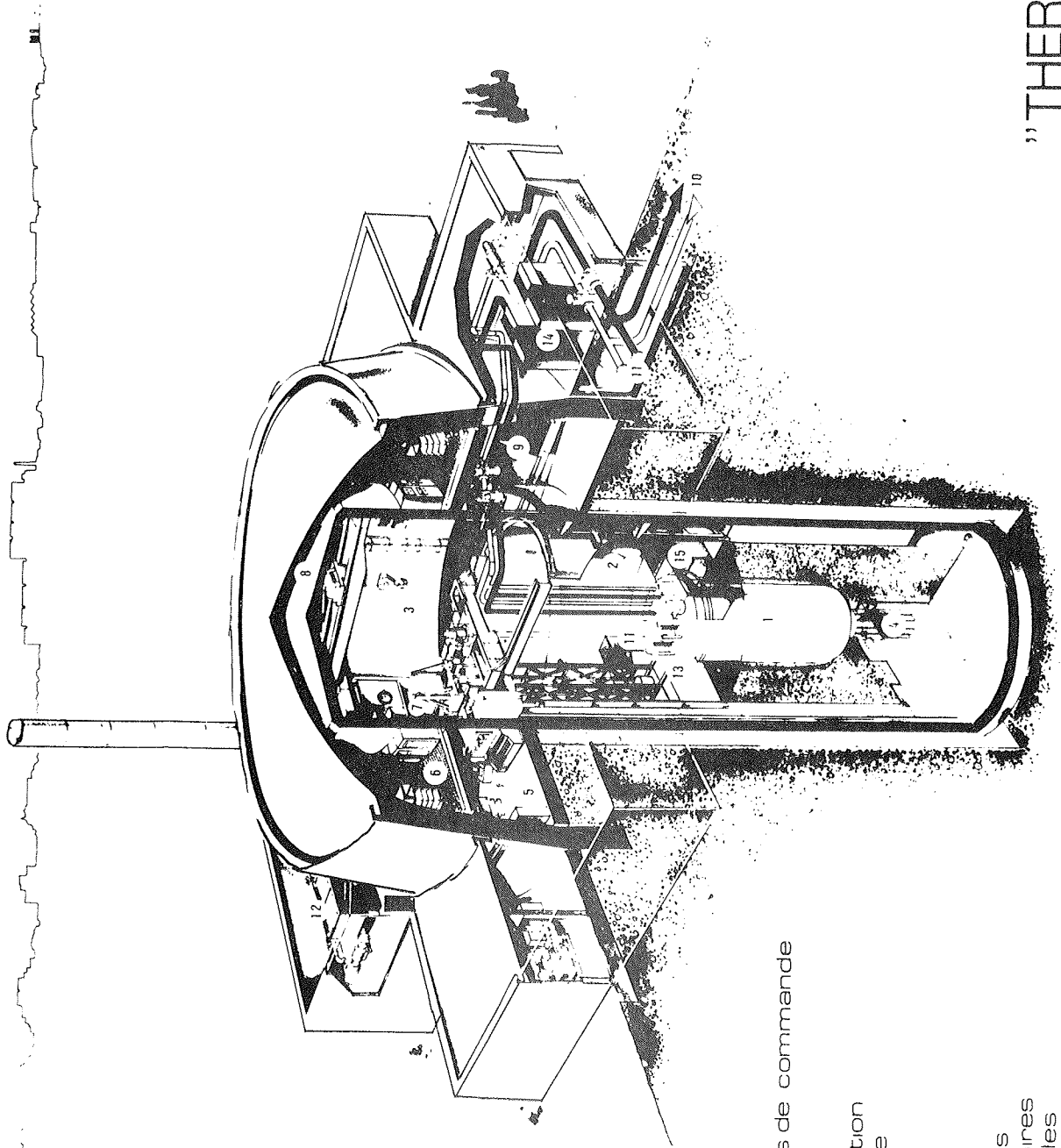
Reaktori voidaan sammuttaa neljällä eri tavalla:

- normaali sammutus lisäämällä boorihappoa reaktoripiiriin
- pikasammutus pysäyttämällä pääkiertopumput, jolloin kaasulukko aukeaa
- sisäinen sammutus. Reaktoripiirin rinnakkaisissa venturiputkissa tapahtuva höyrystys jarruttaa virtausta, jolloin kaasulukko taas purkautuu
- pitkäaikaissammutus booriteräskuulilla

Lopuksi haluan tässä vain kerrata Asea-Atomien yli-ins. Leinen lausuntoa, kun häneltä eräessä tilaisuudessa kysyttiin, olisiko prototyypin rakentaminen paikallaan. Tähän hän totesi:

"60-luvulla suunnittelimme ja rakensimme Oskarshamn 1:n ilman omaa prototyyppiä. Olemme sen jälkeen hankkineet itsellemme hieman lisää kokemusta. Eräitä kokeita tulemme suorittamaan, mutta varsinaista prototyyppiä ei tarvita."

Olisin valmis tekniseltä kannalta yhtymään tähän käsitykseen.

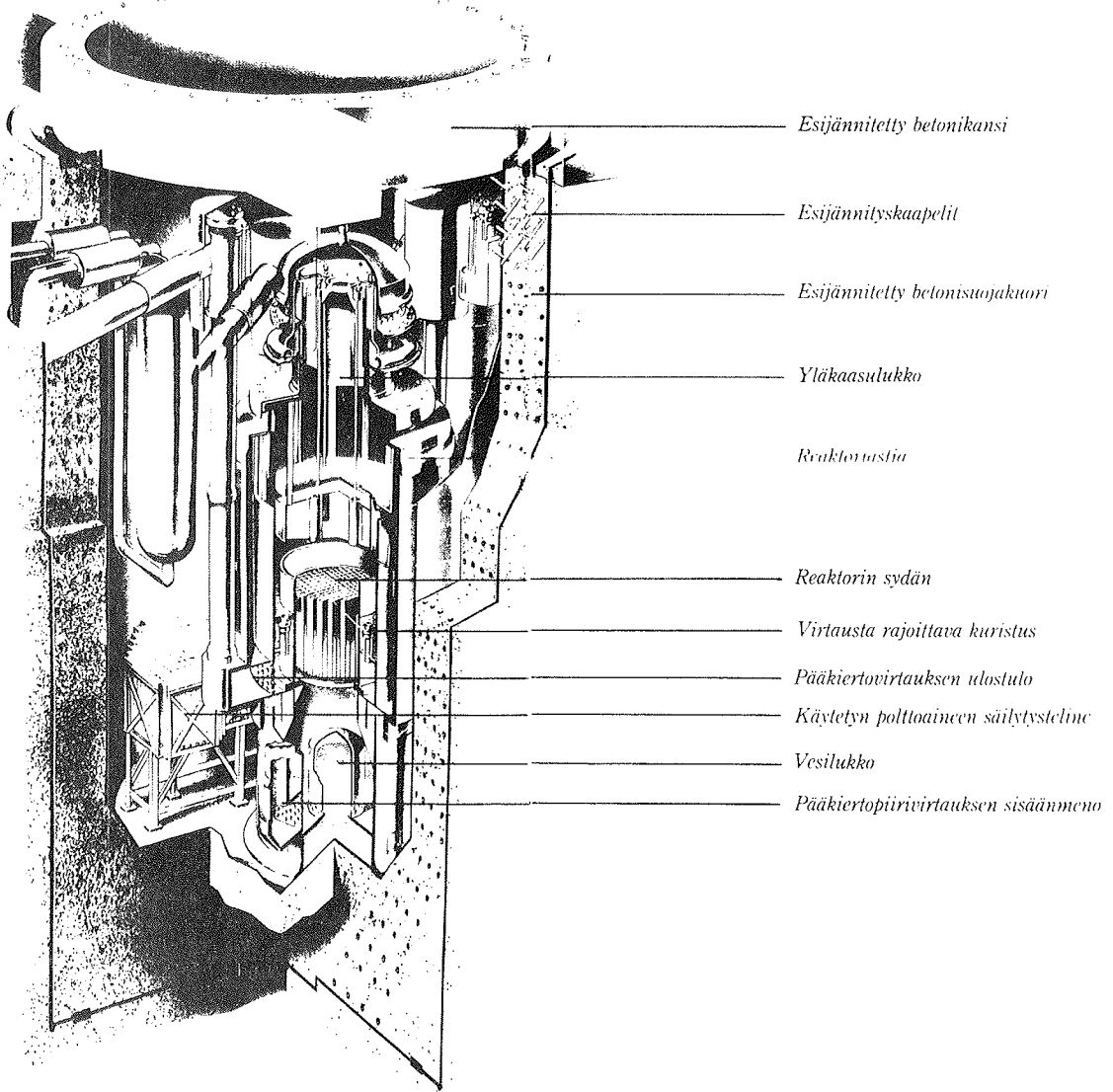


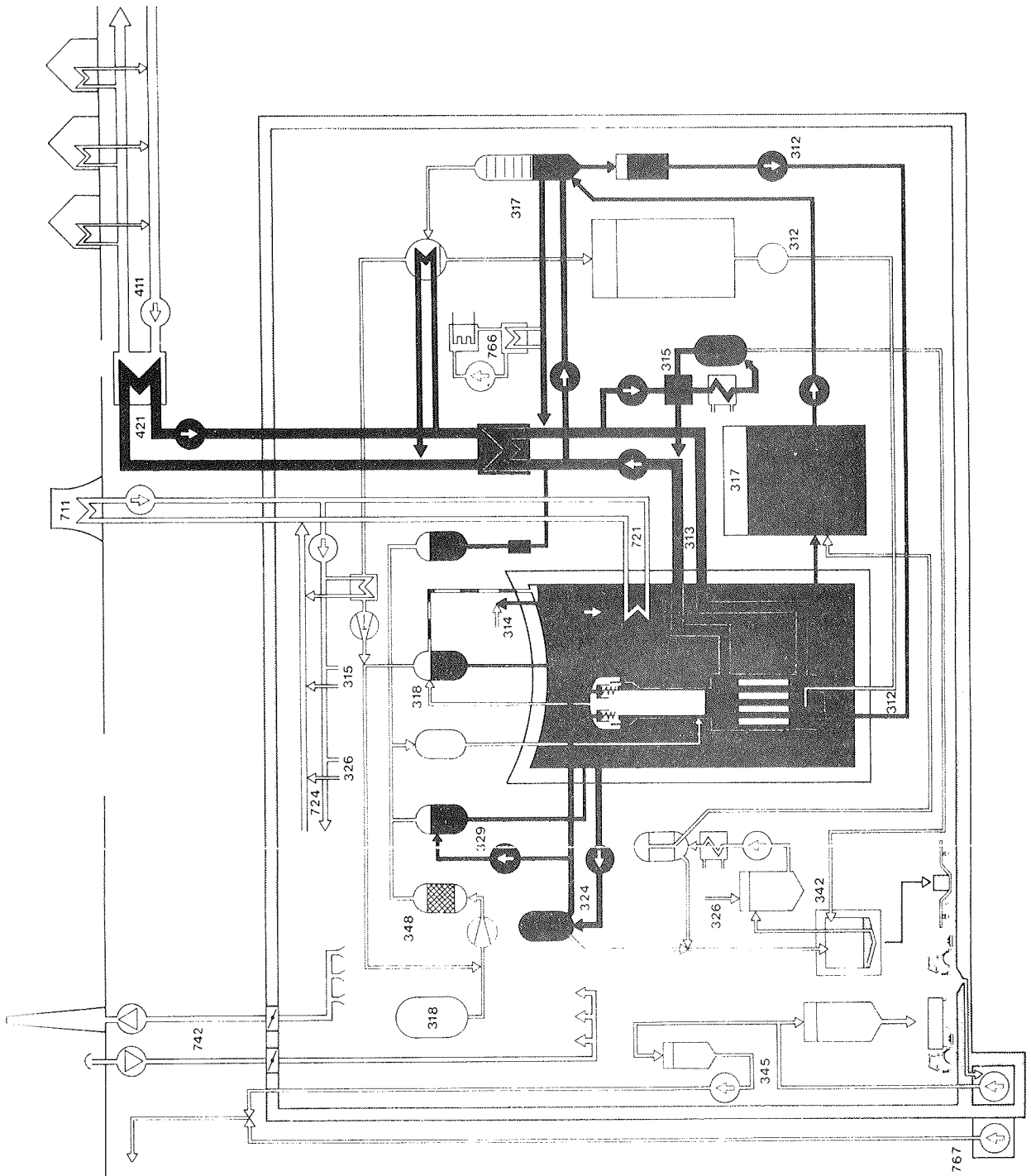
1. Cuve
2. Piscine
3. Hall - Piscine
4. Salle des mécanismes de commande
5. Salle de commande
6. Salle de relayage
7. Salle de décontamination
8. Protection antimissile
9. Circuit intermédiaire
10. Circuit d'utilisation
11. Extension 100 MW
12. Réfrigérant annexe
13. Echangeurs primaires
14. Echangeurs secondaires
15. Stockage combustibles

"THERMOS"

Kieva 2

SECURE 200 MWth





- 312 Reaktiivisuuden säätöjärjestelmä
- 313 Pääkertojärjestelmä
- 314 Ulospuhallusjärjestelmä
- 315 Reaktoriveden puhdistusjärjestelmä
- 317 Boorihappo- ja lisävesijärjestelmä
- 318 Kaasuukkojärjestelmä
- 324 Betonastian veden puhdistusjärjestelmä
- 329 Mekaanisten absorbaattorien hydraulijärjestelmä
- 342 Jätteiden käsittelyjärjestelmä
- 345 Valvottu lantaviemärijärjestelmä
- 348 Rekombinaatiojärjestelmä
- 411 Kaukolämpöjärjestelmä
- 711 Jäähdytystorni
- 721 Sammutetun reaktorin jäähdytysjärjestelmä
- 724 Komponenttien jäähdytysjärjestelmä
- 742 Reaktorirakenteen ilmastointijärjestelmä
- 766 Apulämmitysjärjestelmä
- 767 Pohjavesiviemärijärjestelmä

SECUREn teknillinen erittely
Lämpöteho 200 MW

| YLEISET ARVOT | |
|-----------------------------------|-------------|
| Reaktorin teho | 200 MW (th) |
| Reaktorin jäähdyte, ulostulo | 120 °C |
| Reaktorin jäähdyte, sisääntulo | 90 °C |
| Reaktorin paine | 0,7 MPa |
| Jäähdytteen virtaus | 1575 kg/s |
| Kaukolämpöverkko, syöttölämpötila | 100 °C |
| Kaukolämpöverkko, paluulämpötila | 60 °C |
| Kaukolämpöverkko, virtaus | 1175 kg/s |

| SYDÄN | |
|---------------------------------------|----------------------|
| Polttoainemittauksen lukumäärä | 144 kpl |
| Polttoaineen määrä | 13 t |
| Aktiivisen sydämen korkeus | 1970 mm |
| Polttoaineen tehotehoisuus | 15 W/gU |
| Keskimmäinen lämpövoima | 30 W/cm ² |
| Suurin lämpövoima | 70 W/cm ² |
| Suurin teho pituusyksikköä kohti | 270 W/cm |
| Plerin materiaali, alijäähdytys kieh. | 25 °C |
| Väkevoimien tasepainotila | 2,7 % |
| Pääama, tasepainotila | 27000 MWd/tU |

| POLTTOAINE | |
|---------------------------------------|----------|
| Sauvojen lukumäärä | 60 kpl |
| Sauvan pituus | 1970 mm |
| Sauvan tukohakaisija | 12,25 mm |
| Suojakuoren paksuus | 0,8 mm |
| Sauvojen tilaisuus | 15,0 mm |
| Suojakuoren aines | Zr-2 |
| Polttoaineen keskimääräinen lämpötila | 370 °C |

OVERVIEW OF THE PBF SEVERE FUEL DAMAGE PROGRAM
AND RESULTS OF THE FIRST TEST^a

by

A. D. Appelhans

P. E. MacDonald

R. R. Hobbins

R. K. McCardell

EG&G Idaho, Inc.

P.O.Box 1625

Idaho Falls, ID 83415

Presented by A.D. Appelhans in the meeting of
the Finnish Nuclear Society on May 19, 1983

a. Work supported by the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of
Nuclear Regulatory Research, under DOE Contract No. DE-AC07-76ID01750.

will be used in the first three experiments; irradiated test fuel rods will be used in the fourth and fifth tests, with control rods included in the fifth test. The Series I SFD tests are summarized in Table I.

TABLE I. SFD SERIES I TESTS

| <u>Test</u> | <u>Heating Rate</u> | <u>Inlet Flow (g/s)</u> | <u>Test Bundle</u> | <u>Cooling</u> |
|-------------|---------------------|-------------------------|---------------------------------|------------------|
| SFD-ST | 0.5 K/s | 13.3 | Fresh rods | Quench |
| SFD 1-1 | TMI-2 ^a | 0.6 | Fresh rods | Slow |
| SFD 1-2 | TMI-2 ^a | 0.6 | Fresh rods | Quench |
| SFD 1-3 | TMI-2 ^a | 0.6 | Irradiated rods | Slow, no reflood |
| SFD 1-4 | TMI-2 ^a | 0.6 | Irradiated rods Control rods | Slow, no reflood |

a. Characterized by slow heating rate up to 1600 K and rapid heating rate above 1600 K, driven by metal-water reaction.

The SFD test bundles consist of 32, zircaloy-clad, UO₂ fuel rods arranged in a 6 x 6 array without the four corner rods. The active fuel length in the bundle is about 1 m, and the fuel rods are of typical 17 x 17 PWR design. The test bundle is contained in an insulating shroud consisting of low density zirconia insulation sandwiched between inner and outer zircaloy walls for Series 1 tests and incorporating an inner crucible of thoria for Series 2 tests. Figure 2 shows a cross-sectional view of the Series 1 test hardware in the PBF in-pile tube. The effluent (steam, hydrogen and fission products) from the bundle is routed to a fission product monitoring system as shown in Figure 3.

Two bundle experiments are currently planned for Series 2 of the SFD program. The experiments are designed to investigate fission product release, deposition, and transport under risk dominant accident conditions in which temperatures reach the UO₂ melting point (3100 K). A review of the presently available probabilistic risk assessments for U.S. PWR plants

has shown that the station blackout transient (TMLB') and the small break LOCA (S₂D) are the major risk dominant scenarios. The results of the review of the PRAs, are summarized in Table 2. The Series-2 bundles will be composed of highly irradiated (35 Gwd/t) PWR fuel rods and control materials. The instrumentation for monitoring fission products and aerosols will be expanded for the Series 2 tests. The test train upper plenum region has been designed to provide an environment similar to that expected in the upper plenum region of a PWR. This region is instrumented to characterize the time dependent source term from the bundle region, time dependent sedimentation and plateout within the plenum region, and the source term leaving the plenum region. A schematic summary of the plenum instrumentation is shown in Figure 4.

The overall PBF Severe Fuel Damage Program is designed to provide information to characterize risk dominant accidents. Figure 5 presents the general behavior expected during such accidents and the role of the Series 1 and Series 2 SFD tests. The release of hazardous and volatile fission products such as I, Cs, and Te during severe core damage accidents is strongly controlled by the fuel behavior (temperature and state). The release of such radioisotopes is generally described in terms of burst release (at cladding failure), fuel-cladding gap diffusional release (from the cladding failure point), fuel intergranular and intragranular diffusional release, and fuel-melting induced release. As shown in Figure 5, the SFD program will include all of these mechanisms. In addition, the SFD tests provide information to assess the possible impact of previously unidentified phenomena such as the enhancement of fission product release due to liquefaction of UO₂ by molten zircaloy or synergistic effects not present in separate-effects experiments.

SFD SCOPING TEST RESULTS

The first test in the SFD Program was a scoping test (ST) designed to provide experience in performing such tests and preliminary data. As such the conditions were optimized to provide experiment control (high flow rate and slow heatup) rather than accident typicality (low flow rate and faster heatup). The general operation of SFD-ST is summarized in Figure 6. After

some initial adjustments, the coolant flow was maintained constant at about 20 g/s and the bundle fission power was increased from 28 to 98 kW over about 206 min during the experiment. This resulted in boiloff of the coolant and dryout of most of the bundle. Measurements of the fuel centerline and cladding inside surface temperatures indicated that the radial temperature profile across the bundle was flat and the rate of temperature increase was about 0.2 K/s at the 0.35-, 0.5-, and 0.7-m elevations, as planned. However, as shown in Figure 7, catastrophic oxidation of the zircaloy began at the 0.7-m elevation at 197 min into the transient, at the 0.5-m elevation at about 200 min, and at the 0.35-m elevation at about 203 min. Apparently, the oxidation front propagated down the bundle, starting at about 197 min. The majority of the zircaloy in the lower elevations of the bundle was relatively unoxidized and at a relatively low temperature (~ 1600 K) at 197 min. The subsequent runaway oxidation drove the cladding temperatures at all elevations above about 0.2 m to values above 2200 K within a few minutes. This resulted in highly oxidized material in the upper regions of the bundle and melting of unoxidized cladding and fuel liquefaction in the lower regions of the bundle.¹

All of the high temperature effluent from the bundle was routed to the fission product and hydrogen monitoring system, which is shown in Figure 3. A small burst of xenon and krypton activity associated with the ballooning and initial failure of the 32 fuel rods was measured from 84 to 104 min.² Relatively little activity was then measured until the temperatures in the upper part of the bundle reached values of about 1700 to 1800 K. The release of fission products from the test bundle then increased sharply as the fuel and cladding temperatures rose above 1800 K. An additional, sharp increase in the release occurred when the molten zircaloy in the lower part of the bundle began to liquefy fuel.³ Finally, there were large spikes of activity after scram and quench due to fragmentation of the embrittled cladding and fuel in the upper part of the bundle and the resuspension and washout of some of the fission products deposited on the piping of the test train monitoring system. The rate of increase of the fission product release rate due to liquefaction and temperature was about 50 times larger than that due to temperature alone at

about 2300 K. The total fission product release resulting from quench and washout was more than 10 times larger than the release due to temperature and liquefaction.

The behavior of the iodine, tellurium, and cesium was monitored during and after the test. In general, the iodine stayed with the liquid, deposited on and then washed off the piping and filters, and eventually ended up in the collection tank (Figure 3). The plateout remaining on the piping after quench was primarily cesium and tellurium, although most of the released cesium was found in the collection tank along with the iodine. Low volatility fission products were not released to any great extent.

CONCLUSION

The Severe Fuel Damage Program being conducted in the Power Burst Facility for the USNRC will provide data to characterize fuel behavior; fission product release, deposition and transport; and hydrogen generation during severe damage accidents. Series 1 is designed to investigate phenomena occurring up to 2400 K under conditions typical of the TMI accident with previously unirradiated fuel, highly irradiated fuel, and with control materials. Series 2 is designed to investigate phenomena occurring up to the UO_2 melting temperature typical of risk dominant accident scenarios with highly irradiated fuel and control materials. These data, in combination with results from the TMI core examination and out-of-pile experiments will help in understanding the TMI accident, in evaluating and setting performance standards for nuclear power plant design that will best protect the public from radiation and in planning correct emergency response action for severe accidents.

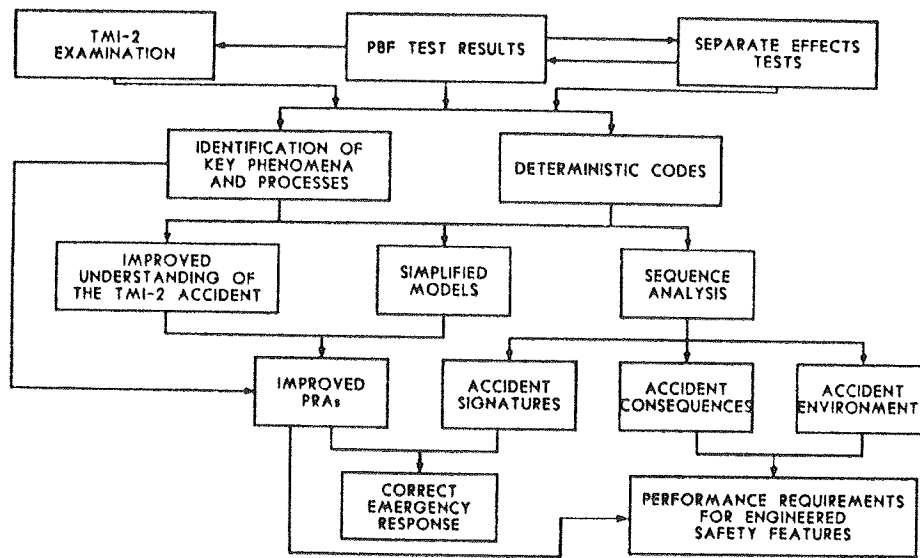
REFERENCES

1. B. A. Cook, S. A. Ploger, R. E. Mason, and D. M. Tow, "Severe Fuel Damage Scoping Test Postirradiation Examination Results," to be presented International Meeting on Light-Water Reactor Severe Accident Evaluation, Cambridge, MA, August 28-September 1, 1983.

2. D. J. Osetek, K. Vinjamuri, D. E. Kudera, and R. R. Hobbins, "Iodine and Cesium Behavior During the First PBF Severe Fuel Damage Test," to be presented International Meeting on Light-Water Reactor Severe Accident Evaluation, Cambridge, MA, August 28-September 1, 1983.
3. A. W. Cronenberg, A. D. Appelhans, P. E. MacDonald, J. Rest, and R. A. Lorenz, "An Assessment of Liquefaction-Induced I, Cs, and Te Release From Low and High Burnup Fuel," to be presented International Meeting on Light-Water Reactor Severe Accident Evaluation, Cambridge, MA, August 28-September 1, 1983.

NOTICE

This paper was prepared as an account of work sponsored by an agency of the United States Government. Neither the United States Government nor any agency thereof, or any of their employees, makes any warranty, expressed or implied, or assumes any legal liability or responsibility for any third party's use, or the results of such use, of any information, apparatus, product or process disclosed in this report, or represents that its use by such third party would not infringe privately owned rights. The views expressed in this paper are not necessarily those of the U.S. Nuclear Regulatory Commission.



ADA-583-10

Figure 1. Flow process indicating the sequence leading from the experimental results to the final application of the Severe Fuel Damage Program research.

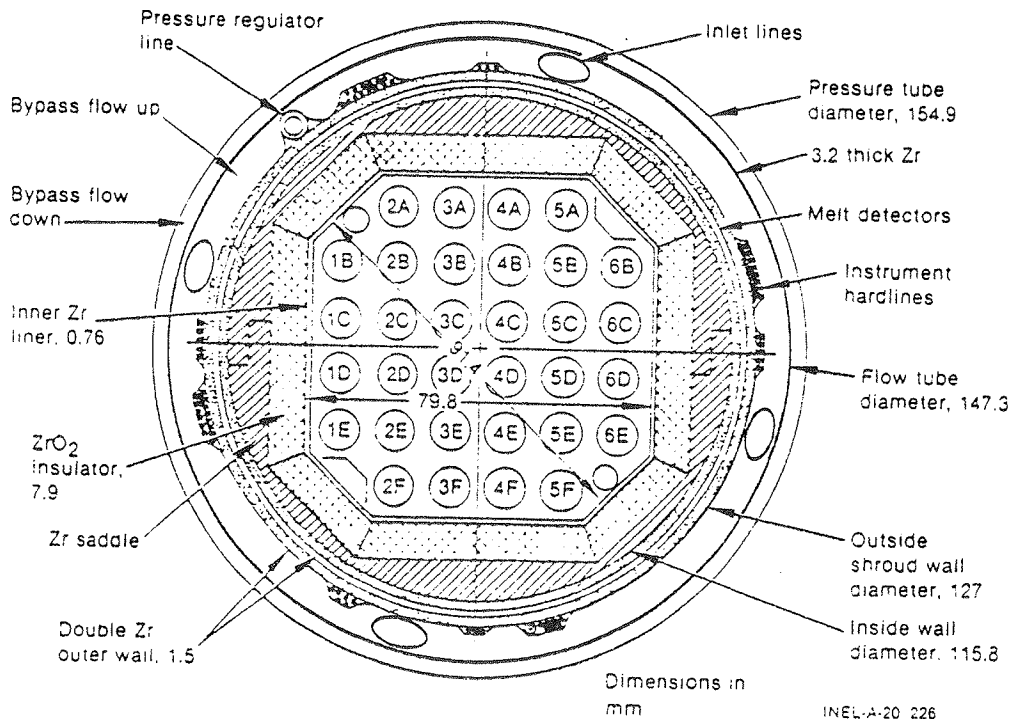
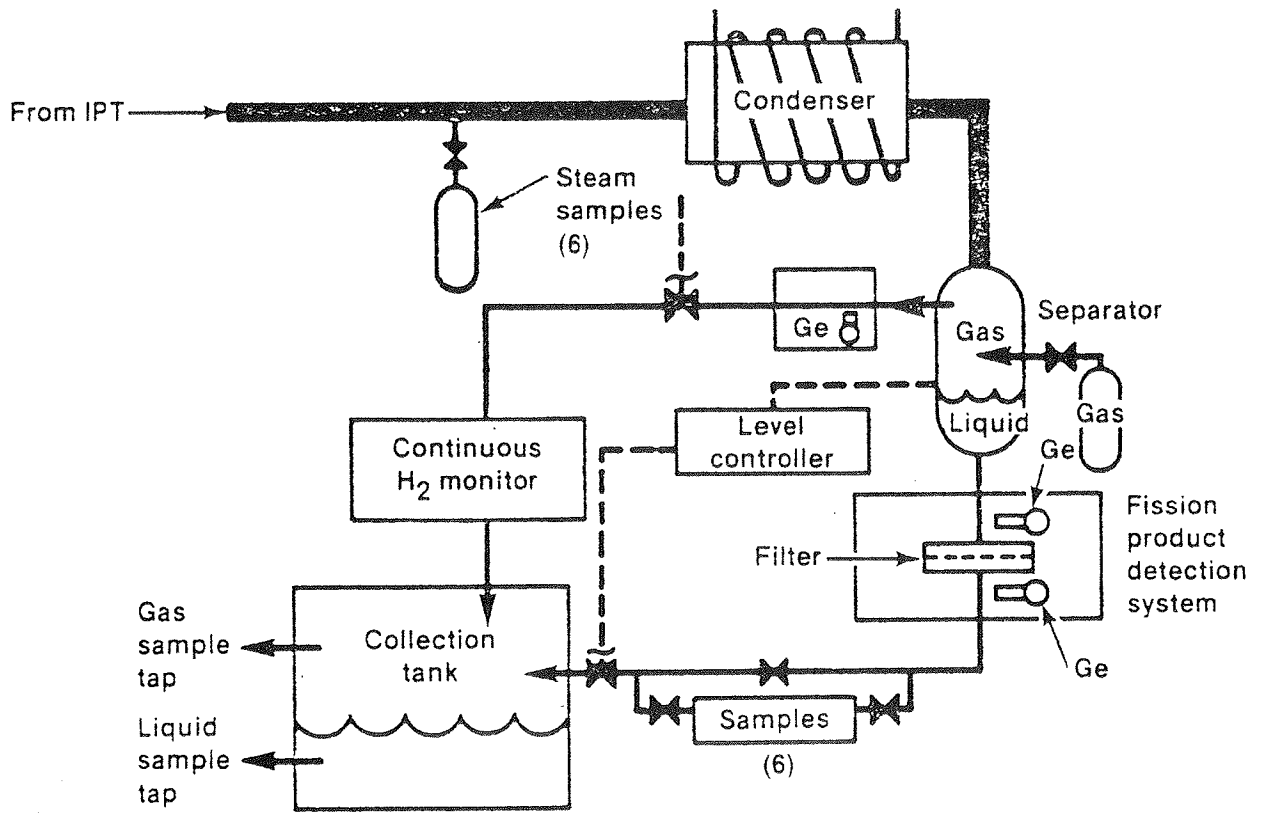
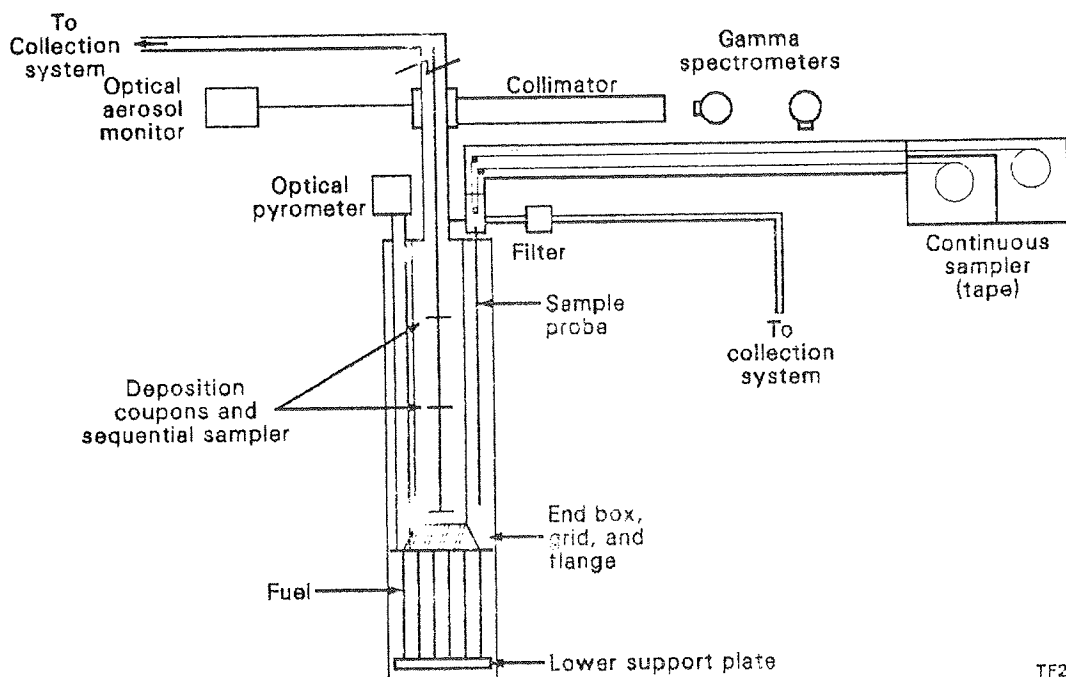


Figure 2. SFD Series 1 test train fuel bundle cross section. The Series 2 test train will contain a thoria liner on the inner wall of the ZrO₂ insulator.



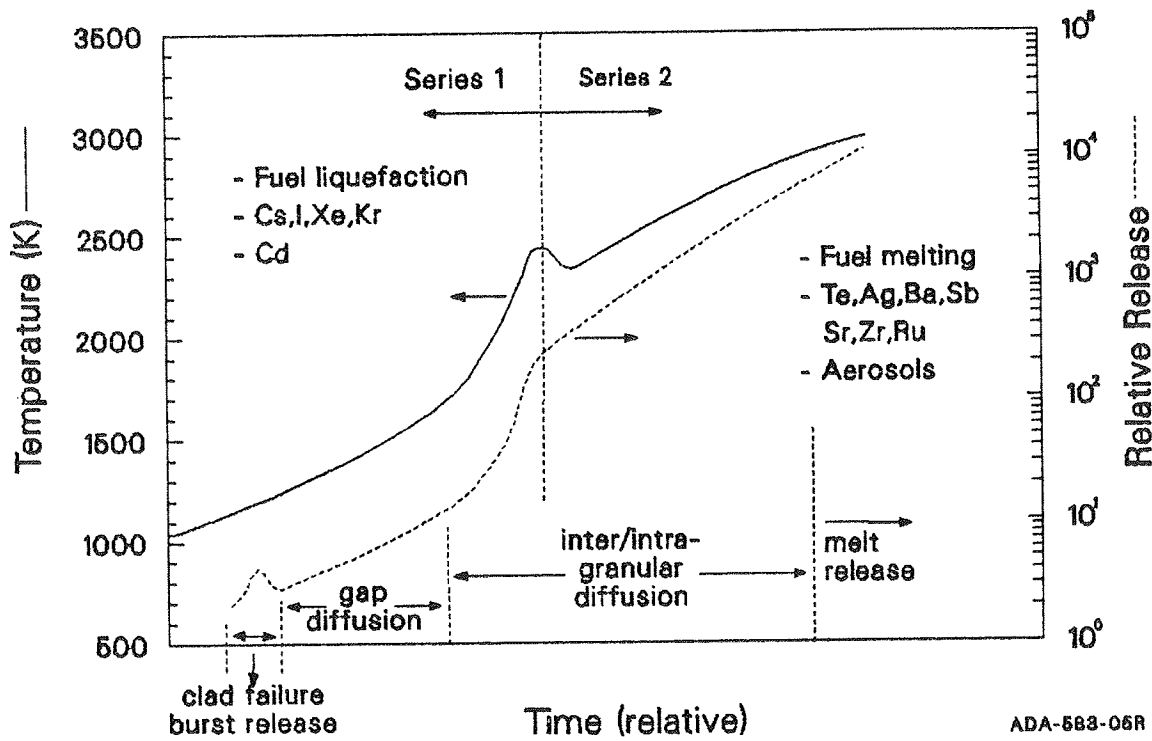
INEL-S-35 163

Figure 3. Fission product and hydrogen monitoring and sampling system for SFD Series 1.



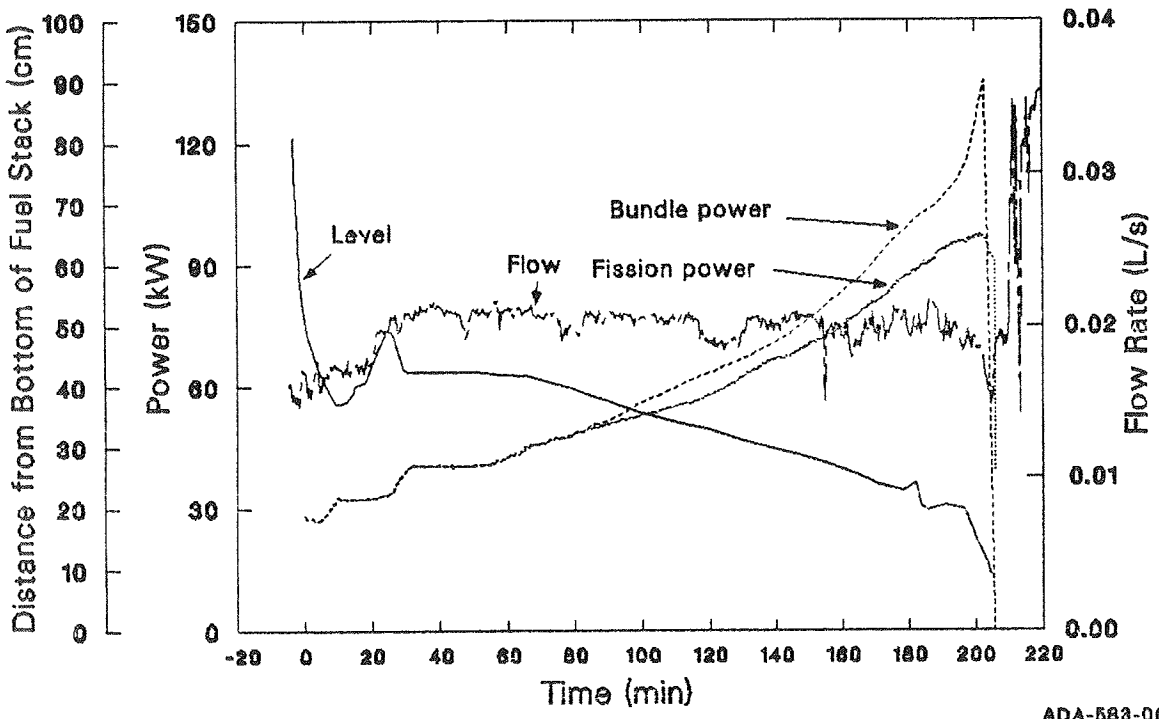
TF20224-4B

Figure 4. Fission product/aerosol monitoring and sampling systems proposed for the plenum region of the SFD Series 2 experiments. The effluent will pass on to the system shown in Figure 3 after exiting the plenum region.



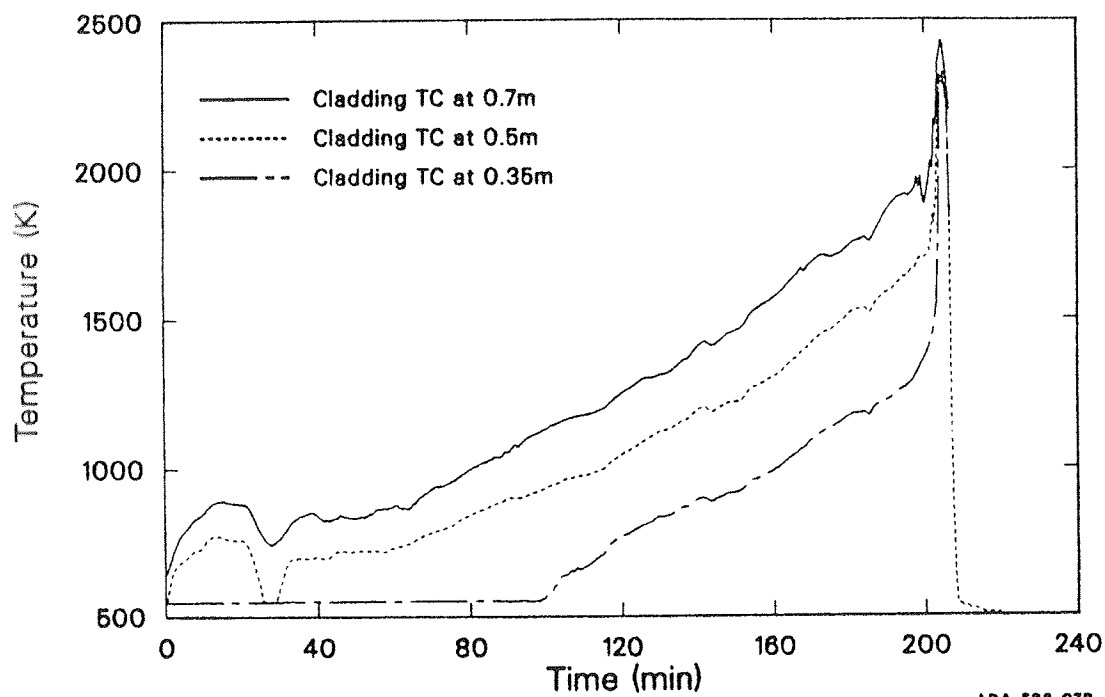
ADA-583-06R

Figure 5. Generic behavior of fuel and the fission product/aerosol source during a severe core damage accident. The release regions shown are those commonly assumed; however, enhanced release at the point of fuel liquefaction (by molten zircaloy) was observed in the SFD scoping test.³



ADA-583-06R

Figure 6. Total bundle power, bundle fission power, coolant flow and steam-water to steam interface during the SFD scoping test.



ADA-683-07R

Figure 7. Cladding temperatures for a representative fuel rod at three axial elevations during the SFD scoping test.

13.6.1983

VAKAVIEN REAKTORIONNETTOMUUKSIEN TUTKIMUS SUOMESSA

L. Mattila, K. Kilpi, E. Pekkarinen

1. Mitä vakavat reaktorionnettomuudet ovat?

Ydinvoimalaitosten suunnittelussa on runsaan kymmenen viime vuoden ajan nojaututtu varsin kaavamaisesti niin sanottujen suunnittelun perustana olevien onnettomuuksien tarkasteluun. Näiden valittujen tilanteiden uskotaan yhdessä muodostavan eräänlaisen kuviteltavissa olevien onnettomuustilanteiden verhopinnan. Laitosten teknilliset turvajärjestelmät mitoitetaan niin, että suunnittelun perustana olevien onnettomuuksien seurausvaikutukset ympäristölle jäävät hyvin vähäisiksi. Turvajärjestelmiltä edellytetään korkeaa luotettavuutta, jolla taataan, että laitteistovaurioista tai toimintavirheistä alkunsa saaneet häiriöt eivät etene todelliseksi onnettomuudeksi asti. Järjestelmien tehokkuuden tulee olla sellainen, että reaktorisydämen vaurioituminen jää aina lieväksi, yleensä vain polttoainesauvojen suojakuoren puhkeamiseksi rajoitetussa osassa reaktorisydäntä. Reaktorisydäimestä vapautuisi tällaisten onnettomuustilanteiden seurauksena vain hyvin pieni osa sen sisältämistä radioaktiivisista aineista, muutama prosentti kaasumaisista ja helposti höyrystyvistä fissiotuotteista (jalokaasut, jodi, kesium). Ympäristövaikutukset lupakäsittelytarkoituksia varten lasketaan kuitenkin olettaen, että suojarakennukseen vapautuu 100 % radioaktiivisista jalokaasuista, neljännes jodeista ja 1 % muista radioaktiivisista fissiotuotteista. Kun päästö ympäristöön lasketaan suojarakennuksen suunnitteluperusteena käytettyjen vuotoarvojen mukaan, jäävät ympäristövaikutukset silti hyvin pieniksi, erityisesti käytettäessä kaksois-suojarakennusta.

Vakavilla reaktorionnettomuuksilla tarkoitetaan tilanteita, joissa turvajärjestelmät kaikesta huolimatta pettävät niin, että reaktorisydämen riittävä jäähdytys menetetään ainakin joksikin ajaksi. Niiden esiintymistodennäköisyys on äärimmäisen pieni. Reaktorisydämen vakava vaurioituminen, vaikka reaktorisydän ei suoranaisesti sulaisikaan, on TMI-kokemuksen perusteella väistämättömästi ankara onnettomuus ainakin taloudellisessa mielessä. Ympäristölle aiheutuvien seurausten vakavuus on kuitenkin ratkaisevasti kiinni suojarakennuksen toiminnasta. Tällä hetkellä lupakäsittelyanalyysissä käytettävät fissiotuotteiden suojarakennukseen vapautumismäärät ovat tosiasiallisesti hyvin samat kuin mitä on odotettavissa vakavissa sydämen vaurioitumistilanteissa. Jos siis suojarakennus säilyttää tiiveytensä, tällaisestakaan onnettomuudesta ei aiheudu vakavia ympäristövaikutuksia.

Arvioidessamme tarvetta kiinnittää kasvava huomio nykyisin suunnittelun perustana olevia vakavampiin onnettomuustilanteisiin tarkastelkaamme esim. seuraavia lähtökohtia.

- Lähinnä USA:ssa tehdyt yksityiskohtaiset laitoskohtaiset riskianalyysit osoittavat, että sydämensulamisonnettomuuden todennäköisyys on monilla laitoksilla ilman korjaavia toimenpiteitä $10^{-3} \dots 10^{-4}$ reaktorivuotta kohden. Jos keskimääräinen tapahtumistaajuus maailmanlaajuisesti on noin 10^{-4} reaktorivuotta kohden, on muutaman sydämensulamisonnettomuuden tapahtuminen tällä vuosisadalla mahdollista. Tapahtumistodennäköisyys noin 10^{-3} reaktorivuotta kohden on selvästikin yksistään taloudellisesti sietämätön ja tapahtumistodennäköisyys noin 10^{-4} reaktorivuotta kohden edellyttää luotettavaa suojarakennustoimintaa. Uusien laitosten suunnittelutavoitteeksi, siellä missä todennäköisyyspohjaisia tavoitteita toistaiseksi on käytetty tai ajateltu ryhtyä käyttämään, on tyypillisesti kaavailtu sydämen sulamistodennäköisyyden pitämistä pienempänä kuin noin 10^{-5} reaktorivuotta kohden, joskin Yhdysvalloissa kokeiluvaiheessa olevissa turvallisuustavoitteissa (safety goals) luku on 10^{-4} .

- Vakavien reaktorionnettomuuksien osuus ydinenergian tuotannon kokonaisriskistä suuren yleisön kannalta on tällä hetkellä käytettävissä olevan tiedon mukaan keskeinen, ainakin mikäli maailmanlaajuiset tritiumin, C-14:n, Kr-85:n ja I-129:n vaikutukset arvioidaan toisin perustein. Tämä ilmenee mm. taulukosta 1. Onnettomuusriskin arviossa on laitospäästöjen perustana ollut vuonna 1975 julkaistu WASH-1400-raportti, mutta muuten on käytetty suomalaisia ympäristö- ja väestöolosuhteita. Käsityksen erityyppisten onnettomuuksien osuudesta onnettomuusriskiin pyrkii antamaan kuva 1, joka esittää tiivistelmän saksalaisen reaktoririskitutkimuksen ensimmäisestä vaiheesta, joka julkaistiin vuonna 1979. Voidaan todeta, että seurausvaikutuksiltaan pahimmat tilanteet aiheutuvat silloin, kun suojarakennus pettää höyryräjähdysten seurauksena (luokka FK1). Lähes samoihin maksimiseurausvaikutuksiin päädytään kuitenkin myös suojarakennuksen eristyksen pettäessä niin, että syntyy halkaisijaltaan 300 mm vuoto suojarakennuksesta (luokka FK2). Mielenkiintoista on todeta, että jos suojarakennuksen pettäminen yläpaineistamisen vuoksi saadaan viivästymään vuorokauden päähän sydämen sulamisesta (luokat FK5 ja FK6), niin ei esiinny lainkaan varhaisia kuolemantapauksia ja myös myöhäisvaikutusten määrä on pari kertaluokkaa alempi kuin höyryräjähdys- ja eristämismyrkytystapauksissa. Merkilepantavaa on, että mikäli suojarakennukseen jää suuri vuoto, myös suunnittelun perustana oleva jäädytteenmenetysonnettomuus (luokka FK7) aiheuttaa merkittävät myöhäisvaikutukset, jotka selvästi ylittävät esim. sydämen sulassa vuorokauden viivästyksellä tapahtuvan ylipaineaurio-tilanteen seuraukset.
- Muualla tehtyjen tutkimusten soveltamisessa suomalaisiin olosuhteisiin on oltava hyvin varovainen. Laitoskohtaiset riskianalyysit ovat osoittaneet tapahtumistodennäköisyyksien laitoskohtaiset erot hyvin suuriksi. Saksalaisiin tutkimuksiin verrattuna ympäristö- ja väestöolosuhteiden erilaisuus alentaa Suomessa odotettavissa olevia seurauksia huomattavasti.

| |
|---|
| YDINENERGIAN TUOTANNOSTA AIHEUTUVAT TERVEYSRISKIT |
|---|

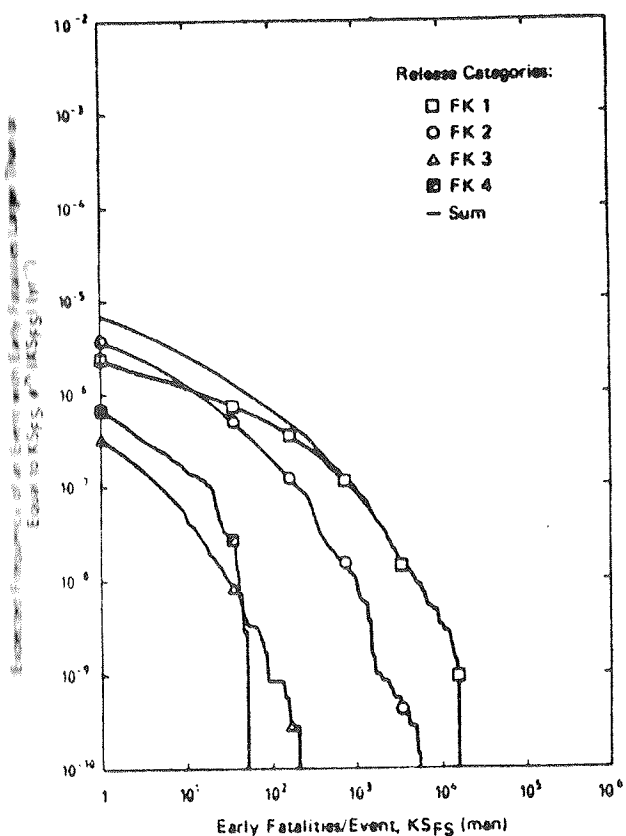
| RISKIN LAATU JA AIHEUTTAJA | RISKI (ARVIOITUA KUOLEMANTAPAUSTA YHTÄ 1000 MW REAKTORIVUOTTA KOHDEN) | | | |
|---|---|------------|----------|--|
| | TYÖNTEKIJÄT | | ASUKKAAT | |
| | SUOMESSA | ULKOMAILLA | SUOMESSA | ULKOMAILLA |
| I NORMAALIKÄYTTÖ | | | | |
| AMMATTITAUDIT | | | | |
| - KAIVOSTOIMINTA, POLTTO- AINEEN VALMISTUS JA JÄLLEENKÄSITTELY | | 0,23 | | |
| - VOIMALAITOSTEN KÄYTTÖ | 0,15 | | | |
| YLEISÖ | | | | |
| - SYÖPIÄ JA PERINNÖLLI- SIÄ MUUTOKSIA LAITOS- PÄÄSTÖISTÄ | | | 0,004 | 0,3 (H-3, C-14, KR-85, I-129 500 V) |
| II ONNETTOMUUDET | | | | |
| KUOLEMAAN JOHTAVIA TYÖTAPATURMIA | | | | |
| - KAIVOKSILLA | | 0,2 | | |
| - VOIMALAITOKSILLA | 0,01 | | | |
| YLEISÖ | | | | |
| - VÄLITTÖMIÄ KUOLEMAN- TAPAUKSIA REAKTORI- ONNETTOMUUKSISTA JA POLTTOAINEEN JUNA- KULJETUKSISTA | | | 0,002 | |
| - SYÖPIÄ JA PERIN- NÖLLISIÄ MUUTOKSIA REAKTORIONNETTO- MUUKSISTA | | | 0,02 | |
| III JÄTEHUOLTO | | | | |
| YLEISÖLLE SYÖPIÄ JA PERINNÖLLISIÄ MUU- TOKSIA | | | 0,006 | |
| - VUOTO KORKEA-AKT. JÄTTEIDEN LOPPU- SIJOITUSPAIKOISTA | | | | |
| - URAANIMALMIJÄTE | | | | 0,2 |
| YHTEENSÄ | 0,16 | 0,43 | 0,032 | 0,5 |
| | 0,6 | | 0,5 | |
| | 1,1 | | | |

YHTEENSÄ SUOMESSA 0,2

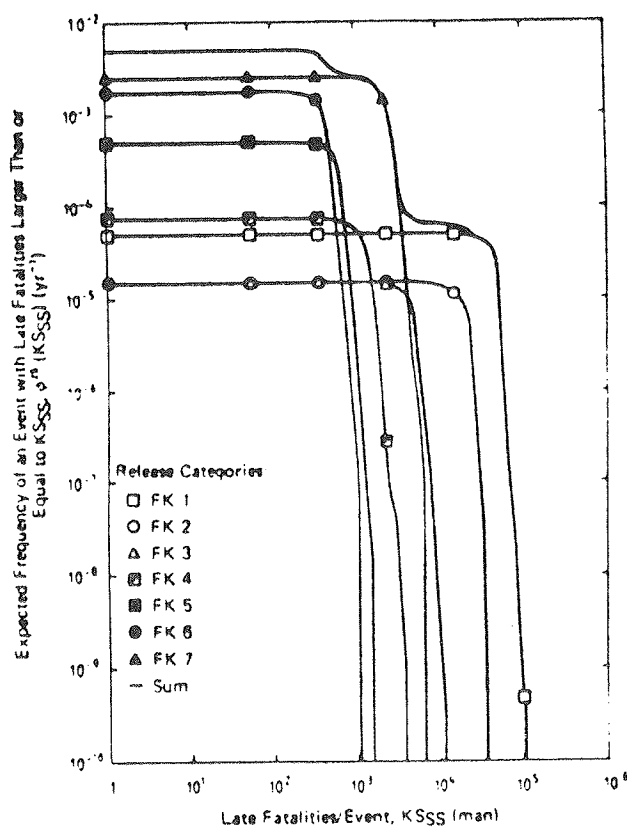
LÄHDE: VTT/YDI TIEDONANTO 55, 1990 (LAUTKASKI, POHJOLA, SAVOLAINEN, VUORI)

ERITYYPPISTEN REAKTORIONNETTOMUUKSIEN MERKITYS SAKKALAISEN REAKTORI-RISKITUTKIMUKSEN MUKAAN (German Risk Study- Phase A)

| Release Category | Description | Frequency of Release (1/yr) | Time of Release (h) | Duration of Release (h) | Release Height (m) | Energy Release (10 ⁶ kJ) |
|------------------|--|-----------------------------|---------------------|-------------------------|--------------------|-------------------------------------|
| FK1 | Core meltdown followed by steam explosion | 2×10^{-6} | 1 | 1 | 30 | 540 |
| FK2 | Core meltdown, large leak in containment (300-mm diameter) | 6×10^{-7} | 1 | 3 | 10 | 15 |
| FK3 | Core meltdown, medium leak in containment (80-mm diameter) | 6×10^{-7} | 2 | 3 | 10 | 1 |
| FK4 | Core meltdown, small leak in containment (25-mm diameter) | 3×10^{-6} | 2 | 3 | 10 | --- |
| FK5 ^d | Core meltdown, overpressure failure, failed filter system | 2×10^{-3} | 0 | 1 | 10 | --- |
| | | | 1 | 1 | 10 | --- |
| | | | 25 | 1 | 10 | 200 |
| FK6 ^d | Core meltdown, overpressure failure | 7×10^{-3} | 0 | 1 | 100 | --- |
| | | | 1 | 1 | 100 | --- |
| | | | 25 | 1 | 10 | 200 |
| FK7 | Design basis loss-of-coolant accident, large leak in the containment | 1×10^{-4} | 0 | 1 | 10 | 9 |
| FK8 | Design basis loss-of-coolant accident | 1×10^{-3} | 0 | 6 | 100 | --- |



Complementary cumulative frequency distribution functions of early fatalities, corresponding to 25 reactor units.



Complementary cumulative frequency distribution functions of late fatalities, corresponding to 25 reactor units.

Edellä esitetyn tapaisista lähtökohdista on käytännön toimenpiteitä ajatellen eri puolilla maailmaa lähdetty etenemään jonkin verran eri suuntiin. Varsin yksimielinen on kuitenkin esim. NEA:n piirissä muotoutunut johtopäätös, että tärkeintä on alentaa edelleen onnettomuuksien syntymistodennäköisyyttä sekä luoda edellytykset kaikesta huolimatta alkuun päässeen onnettomuuden etenemisen katkaisemiselle mahdollisimman varhaisessa vaiheessa tapahtumaketjua.

Keskeiseksi kohteeksi on näin yleensä nähty onnettomuustilanteiden hallinta (accident management), joka sisältää mm. käyttökäytännön koulutuksen edelleen parantamisen (mm. simulaattoreita monipuolistamalla) sekä laitoksen tilaa osoittavan instrumentoinnin ja operaattoreiden apuvälineiden kehittämisen. Kaiken taustaksi tulee tietenkin hankkia mahdollisimman hyvä ymmärtämys laitosten käyttäytymisestä erilaisissa onnettomuustilanteissa.

On ilmeistä, että ainakin useimpien jo käytössä olevien laitos-tyyppien kyky selviytyä myös vakavista onnettomuustilanteista ilman mittavia seurausvaikutuksia yleisölle on varsin hyvä. Erityisesti yleisen hyväksymisen kannalta on kuitenkin välttämättä kiinnitettävä huomiota myös vakavien reaktorionnettomuuksien seurausten entistä tarkempaan arviointiin. Nimenomaan tämän aihepiirin tutkimuksesta onkin yleensä kyse, kun puhutaan vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimuksesta. Erityisesti Yhdysvalloissa sekä Saksan liittotasavallassa on erittäin mittavien kokeellisin ja laskennallisin tutkimuksin ryhdytty selvittämään, kuinka paljon laitospäästöjen laskentamenetelmien konservatiivisuutta voitaisiin alentaa käyttämällä huolellisesti hyväksi käytettävissä oleva ja tutkimuksella muutamassa vuodessa hankittavissa oleva uusi tai entistä luotettavampi tieto. Saksalaisten uusimmista onnettomuustilanteiden seurausvaikutusarvioista kuulumme mm. saksalais-suomalaisessa reaktoriturvallisuusseminaarissa syksyllä 1982. Kuvaan 1 verrattuna seurausvaikutusten uskotaan pienenevän useita kertalukuja. Joissakin tapauksissa on kuitenkin ryhdytty mittaviinkin laitteistolisäyksiin. Ruotsissa varustetaan nopeana osaratkaisuna suurten asutuskeskusten lähellä sijaitseva Barsebäckin laitos suojarakennuksen ylipaineistumistilanteissa seurauksia rajoit-

tavalla FILTRA-paineenalennus- ja suodatinlaitteistolla, kun taas muiden laitosten osalta odotetaan vuoteen 1985, jolloin tehdään päätökset mahdollisesti tarvittavista turvallisuutta lisäävistä toimenpiteistä silloin käytettävissä olevan tiedon avulla. Eräille Keski-Eurooppalaisille laitoksille on ryhdytty rakentamaan uusia täysin riippumattomia jälkilämmön poistojärjestelmiä.

2. Vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimuksen nykytilanne ja tarve Suomessa

Suomessa ollaan parhaillaan käynnistämässä systemaattista vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimusohjelmaa. Aihepiiriä sivuavia tutkimuksia ja käytännön selvityksiä on tietenkin jo tehty tai parhaillaan käynnissä, usein soveltaen mahdollisimman pitkälle suurten amerikkalaisten ja saksalaisten riskitutkimusten tuloksia. Sovellutukset ovat liittyneet esim. sijoituspaikka-vertailuihin tai niillä on lähinnä esimerkinomaisesti parannettu tiettyjen onnettomuustilanteiden omakohtaista ymmärtämistä.

TMI-onnettomuuden seurauksena suomalaisillakin voimalaitoksilla on toteutettu tai suunniteltu toteutettavaksi parannuksia, joista joihinkin liittyy myös tutkimustarvetta. Varsin laajasti on paneuduttu mm. riskianalyysimenetelmien kehittämiseen, pienten vuotojen aiheuttamien jäähdytteenmenetysonnettomuustilanteiden laskentaan sekä ydinvoimalaitosten valvomoiden ja koulutussimulaattoreiden kehittämiseen.

Omakohtainen perehtyminen vakavien reaktorionnettomuuksien perustana oleviin fysikaalisiin ja kemiallisiin ilmiöihin aloitettiin varsinaisesti vuonna 1981 osallistumalla ruotsalaisten FILTRA-projektiin. Konkreettisimpana tuloksena hankittiin kokemusta MARCH-tietokoneohjelman käytössä. MARCH-ohjelmaa on sittemmin käytetty useaan STL:n ja voimayhtiöiden osoittamaan sovellutukseen. Nyt käytössä oleva MARCH-ohjelma edustaa alansa ensimmäistä sukupolvea. Kehittyneempien ohjelmien saamiseksi pyritään pääsemään mukaan kansainvälisiin tutkimusohjelmiin, joita esitellään jäljempänä. Parhaiden tietokoneohjelmien saanti tietokoneohjelmakirjastojen kautta on viime aikoina selvästi

heikentynyt, erityisesti Yhdysvaltain reaktoriturvallisuuksiviranomaisen (USNRC) tutkimusohjelmien "kaupallistumisen" vuoksi.

Konkreettista tarvetta vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimuksen voimistamiselle merkitsee osaltaan säteilyturvallisuuksilaitoksen joulukuussa 1982 YVL-ohjeena 1.0 julkaisema "Ydinvoimalaitosten suunnittelussa noudatettavat turvallisuusperiaatteet", joka sisältää useita konkreettisia vakavia onnettomuustilanteita koskevia vaatimuksia mahdollisten uusien voimalaitosyksikköjen osalta.

Ohjeen mukaan suojarakennus tulee mm. suunnitella siten, että reaktorin sydämen sulamiseen johtavissa onnettomuustilanteissa suojarakennus säilyttää eheydensä niin kauan, että suurin osa reaktorisydäimestä vapautuneista jodeista ja hiukkasmuotoisista radioaktiivisista aineista ehtii poistua kaasutilasta ja että laitoksen ympäristössä on riittävästi aikaa varautua mahdolliseen radioaktiivisten aineiden päästöön. Suojarakennuksen paineenkestävyys tulee varmistaa riittävän pitkäksi ajaksi myös siinä tapauksessa, että suojarakennuksen lämmönpoistojärjestelmät eivät saa ulkopuolista käyttövoimaa. Sulan sydämen tunkeutumisesta pohjarakenteisiin aiheutuva höyryn ja kaasun kehitys tulee ottaa huomioon ja pohjarakenteet suunnitella siten, että ne ehkäisevät sulan sydämen painumista pohjan läpi. Suojarakennuksen lämmönpoistojärjestelmien suunnittelussa ja käytössä tulee ottaa huomioon niiden vaikutus sydämen sulamiseen johtavien onnettomuustilanteiden kulkuun, erityisesti se, että järjestelmien käyttö voi lisätä suojarakennuksen rikkoutumisvaaraa. Tämän lisäksi asetetaan vaatimuksia mm. suojarakennuksen kaasunkäsittelyjärjestelmille.

Kansainvälisen kehityksen myötä on ilmeistä, että Suomessakin tullaan arvioimaan jo käytössä olevien laitosten turvallisuustaso vakavien reaktorionnettomuuksien kannalta uusimman tiedon ja mahdollisesti muotoutuvan vaatimus- tai tavoitetason valossa. Uusien tutkimustulosten myötä voitaneen myös arvioida uudelleen pelastuspalvelutarkasteluissa käytettävät radioaktiivisten päästöjen lähdetermit. Mahdollisesti kohtuuttoman pessi-

mististen lähdetermien käytöstä aiheutuvien haittojen alentaminen onkin sinänsä yksi vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimuksen konkreettisista lähtökohdista.

On selvää, että kokeellinen perustieto ja keskeiset suuret tietokoneohjelmat on Suomessa pyrittävä hankkimaan kansainvälisen yhteistyön avulla. Liitteessä esitetään lyhyt kuvaus muutamasta keskeisestä ja kannaltamme erityisen kiinnostavasta kansainvälisestä tutkimusohjelmasta.

Yhteenvetona, vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimukselle Suomessa voidaan nähdä seuraavantapaiset suuntaviivat:

- Kiinnitetään päähuomio riskianalyyseihin (mahdollisten parannustoimenpiteiden tarpeen arviointi ja kohdistamisen optimointi) sekä onnettomuustilanteiden entistä varmempaan hallintaan tähtääviin kehittämistoimiin (vähittäistä turvallisuuden edistämistä, joka vaikuttaa myönteisesti myös käyttövarmuuteen).
- Hankitaan vakavien reaktorionnettomuustilanteiden perustietämys osallistumalla monipuolisesti kansainväliseen yhteistyöhön ja yhteistutkimuksiin.
- Kehitetään kotimainen laskentavalmius ennen kaikkea seuraavilla alueilla:
 - Laitoksen termohydraulinen ja rakenteellinen käyttäytyminen (suojarakennukseen kohdistuvat kuormat ja suojarakennuksen kestävyys).
 - Fissiotuotteiden päästö suojarakennuksesta ja päästön seurausvaikutukset.

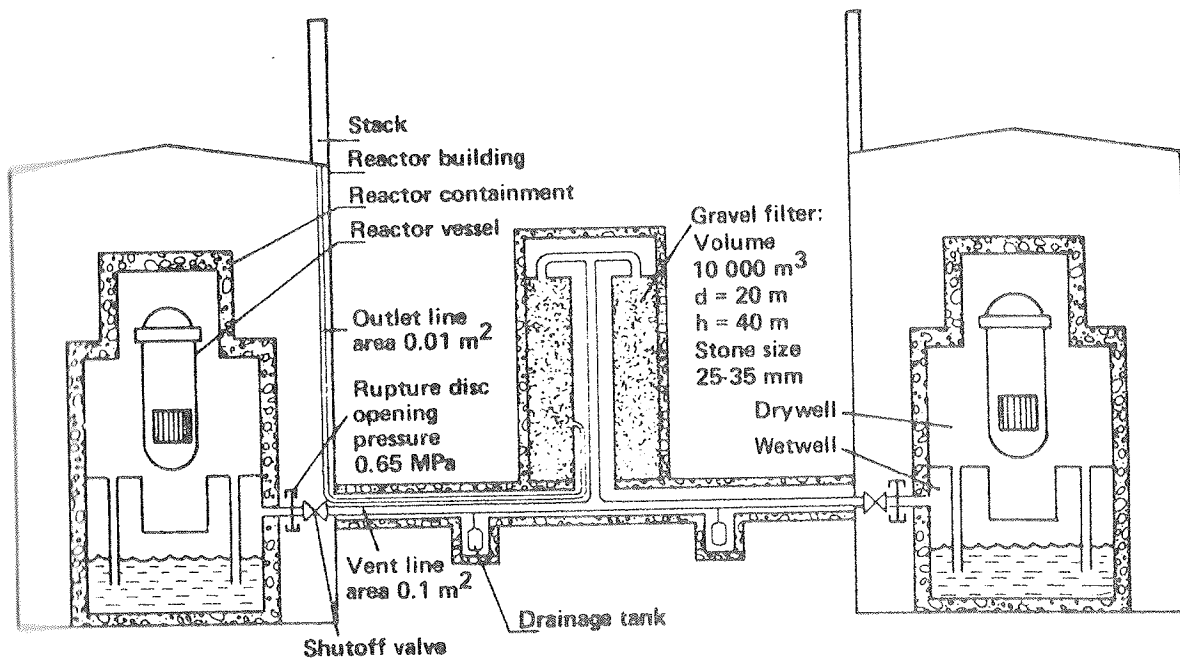
VAKAVIEN REAKTORIONNETTOMUUKSIEN TUTKIMUS MAAILMALLA

1. Ruotsalaisten FILTRA-paineenalennus- ja suodatinlaitteisto

Ruotsin hallituksen lokakuussa 1981 tekemän päätöksen mukaan tullaan Malmön ja Kööpenhaminan kaupunkien lähellä sijaitsevalle Barsebäckin ydinvoimalaitokselle rakentamaan lajissaan ensimmäinen reaktorisuojarakennuksen suodatetun ulospuhalluksen mahdollistava uusi turvajärjestelmä. Tarkoituksena on estää suojarakennuksen ylipaineistuminen ja radioaktiivisten aineiden kontrolloimaton leviäminen ympäristöön vakavan reaktorionnettomuuden tapauksessa. Järjestelmän on toimittava vuorokauden ajan passiivisesti siten, että 99,9 prosenttia reaktorisydämen sisältämästä radioaktiivisuudesta (poisluettuna jalokaasut) jää joko suojarakennukseen tai FILTRA-suodattimeen.

Ruotsin ydinturvallisuusviranomaisen (SKI) ja voimateollisuuden rahoittamassa 3-vuotisessa FILTRA-tutkimusprojektissa tuotettiin suunnittelussa tarpeellinen tietopohja. Pääosan työstä suorittivat Studsvik Energiteknik AB ja Asea-Atom. Asiantuntija-apua Saksan liittotasavallasta ja USA:sta käytettiin hyväksi projektin eri vaiheissa. Myös Valtion teknillinen tutkimuskeskus osallistui Säteilyturvallisuuslaitoksen tuella asiantuntijatyöpanoksen muodossa.

Suunnittelun lopputuloksena päädyttiin lopulta kuvassa 1 esitettyyn ratkaisuun, joka on nyt myös turvallisuusviranomaisen hyväksymä. Järjestelmän näkyvin osa on 40 metriä korkea tilavuudeltaan noin 10000 m³ kivimurskelauhdutin, johon suojarakennuksen sisältämät kaasut virtaavat, jos paine ylittää noin 650 kPa. Tehdyissä analyyseissä todettiin, että FILTRA-laitteisto ei aiheuta missään olosuhteissa merkittäviä haittoja jo olemas-



Kuva 1. Barsebäck-laitosten suodatetun ulospuhalluksen järjestelmä

saolevien turvajärjestelmien toiminnalle. Kokeissa kivilauhduttimen suodatusominaisuudet havaittiin hyviksi ja laskennalliset tulokset vastasivat hyvin mittauksia.

FILTRA-laitteiston rakentamisen arvioidaan maksavan runsaat 100 miljoonaa markkaa.

2. Ruotsalaisten jatkosuunnitelmat

Muiden kuin Barsebäckin laitoksen osalta Ruotsissa selvitetään laitoskohtaisin tutkimuksin vakavien reaktorionnettomuuksien seuraukset viimeistään vuonna 1985 ja mahdolliset tarvittavat lisätoimenpiteet on toteutettava ennen vuotta 1989. Tästä syystä on jo jonkin aikaa ollut käynnissä voimayhtiöiden projekti MITRA (Mitigation of Severe Reactor Accident), jossa mm. vertaillaan vakavien reaktorionnettomuuksien seurauksia vähentävien erilaisten järjestelmien toimintaa riskianalyysitekniikkaa (PRA) hyväksi käyttäen. Laitoskohtaisten selvitysten tueksi on hiljan perustettu julkisen tahon ja voimayhtiöiden yhteisrahoituksella RAMA-projekti (Reactor Accident Mitigation Analysis),

jonka tehtävänä on tuottaa tarvittavia työkaluja, ennen kaikkea hankkia ja ottaa käyttöön erilaisia tietokoneohjelmia lämpö- ja virtausteknillisten tapahtumien sekä fissiotuotteiden käyttäytymisen selvittämiseen.

RAMA-projekti on mm. ostanut käyttöönsä Yhdysvaltain ydinenergiateollisuuden IDCOR-tutkimusohjelman tulokset.

3. Marvikenin aerosolien kulkeutumiskokeet

Marvikenissa, Itämeren rannalla noin 150 km Tukholmasta etelään, on jo vuodesta 1972 lähtien suoritettu suuren mittakaavan reaktoriturvallisuuskokeita. Kesällä 1982 käynnistyneessä järjestyksessään viidennessä kansainvälisessä tutkimusprojektissa, Marvikenin aerosolien kulkeutumiskokeet (Marviken Aerosol Transport Tests, ATT), tutkitaan vaurioituneesta kevytvesireaktorin sydäimestä vapautuvien aineiden kulkeutumista reaktorin primaaripiirissä.

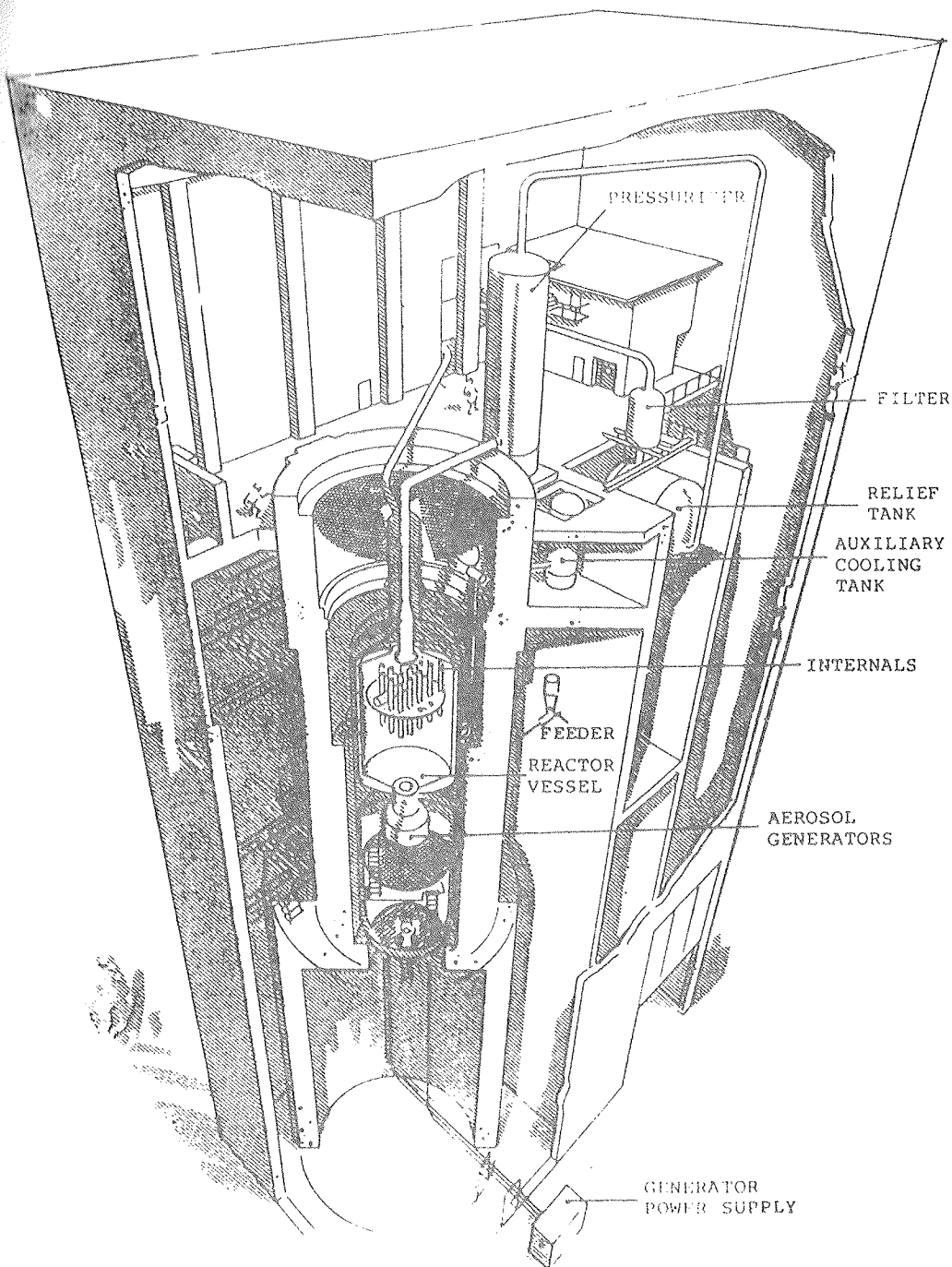
Projektiin osallistuvat organisaatiot edustavat sekä julkista että yksityistä sektoria kaikkiaan 8 maasta. Isäntäorganisaatio on Studsvik Energiteknik Ab Ruotsista. Suomesta projektiin osallistuu VTT. Muut organisaatiot ovat Yhdysvalloista (NRC ja EPRI), Kanadasta, Ranskasta, Iso-Britanniasta, Italiasta, Hollannista ja Japanista.

Projektin kokonaisbudjetti on 53 MSEK. Kustakin osanottajaorganisaatiosta on edustaja sekä projektin johtoryhmässä että teknisessä tukiryhmässä, jotka valvovat ja ohjaavat projektin taloutta ja tutkimusohjelmaa. Projektin henkilöstö käsittää noin 25 henkeä, valtaosa Studsvikista, mutta myös muista maista. Suomesta yksi VTT:n tutkija, aerosolimittausten asiantuntija, on pysyvästi paikalla ja lisäksi VTT:n tutkijoita on osallistunut lyhyehköjä ajanjaksoja projektin muihin töihin. Tässä suhteessa jatkuu jo aiemmissakin Marvikenin projekteissa vakiintunut käytäntö, jonka ansiosta merkittävä osa VTT:n osallistumismaksusta suoritetaan työpanoksena.

Koeohjelma käsittää kuusi suuren mittakaavan koetta. Kolmessa ensimmäisessä kokeessa simuloidaan TMI-tyyppistä tilannetta, jossa pelkästään melko helposti höyrystyviä fissiotuotteita vastaavaa fissiumia vapautuu primaaripiiriin. Jälkimmäisissä kolmessa kokeessa simuloidaan sydämen sulamista, jolloin fissiumin lisäksi primaaripiiriin vapautuu sulaneita polttoaine- ja sydämen rakennemateriaaleja simuloivia aineita, ns. coriumia. Koevalmistelut ovat varsin aikaa vieviä, erityisesti coriumkokeiden valmistelu vaatii suuria muutostöitä laitoksella. Tässä vaiheessa ollaan edistytty niin pitkälle, että koe 1 saatettiin suorittaa aivan toukokuun alussa. Viimeinen koe suoritettaneen syksyllä 1984 ja projektin raportointityö jatkuu vielä vuoden 1985 kevääseen.

Tähän asti tehdyissä riskianalyyseissä on yleensä oletettu, että kaikki sydämen sulaessa syntyvät aerosolihiukkaset purkautuvat suojarakennukseen. Useat fysikaaliset prosessit vaikuttavat kuitenkin ehkäisevästi aerosolihiukkasten vapautumiseen ja useat analyysit ja pienen mittakaavan kokeet osoittavatkin, että monissa tilanteissa vain pieni osa koko aerosolihiukkasmäärästä saattaisi vapautua suojarakennukseen. Terminen ja diffuusioforeesi, painovoima ym. prosessit edistävät aerosolihiukkasten tarttumista primaaripiirin rakenteisiin. Useissa merkityksellisimmissä onnettomusketjuissa aerosolit joutuvat lisäksi kulkeutumaan erinomaisina luonnollisina suodattimina toimivien nestekerrosten läpi. Marvikenin suuren mittakaavan aerosolien kulkeutumiskokeet antavat arvokasta lisätietoa ilmiöistä, joista pienen mittakaavan kokeet eivät voi antaa luotettavaa käsitystä esimerkiksi väärän pinta-alan ja tilavuuden suhteen vuoksi.

Kuvassa 2 esitetään ATT-kokeiden koelaitteisto tiettyjä kokeita vastaavassa tilanteessa. Täyttä voimalaitoskokoa vastaava reaktoripaineastian simulaattori on asennettu Marvikenin alkuperäisen suuren paineastian sisälle jälkimmäisessä astiassa olevan veden jäähdyttäessä reaktoripaineastiaa kokeen aikana. Aerosolihiukkaset kulkeutuvat reaktoripaineastian yläosassa olevien reaktorin sisäosia simuloivien rakenteiden läpi



Kuva 2. Marvikenin aerosolikokeiden koelaitteisto

primaaripiirin kuumaan haaraan, paineistimeen ja edelleen ylivuotosäiliöön. Kaksi tuntia kestävä kokeen aikana otetaan kaasunäytteitä sekä mitataan aerosolihiukkasten kokojakaumaa ja kemiallista koostumusta. Eräs tärkeimmistä mittaustuloksista on primaaripiirin eri osiin kerääntyneen massajakauman määrittäminen kokeen jälkeen. Reaktoripaineastiaan plasmakaarikuumentimillä syötetyn ja ylivuotosäiliön jälkeisestä loppusuodattimesta mitatun fissiumin ja coriumin massojen erotus edustaa sitä massaa, joka on pidättynyt primaaripiiriin. Kokeen jälkeen suoritettavalla koelaitteiston vaiheittaisella perusteellisella pesulla täsmennetään kuvaa aerosolien käyttäytymistä piirin eri osissa.

4. Yhdysvaltain reaktoriturvallisuusviranomaisen ja teollisuuden tutkimusohjelmat

Yhdysvalloissa vakavia reaktorionnettomuuksia koskeva säännösten kehittäminen samoin kuin sitä tukeva tutkimus ovat olleet korkealle priorisoituja ja huomattavan laajuuden saavuttaneita jo usean vuoden ajan. Suojarakennuksien vedyn käsittelyä koskevia määräyksiä on annettu, yleiset turvallisuustavoitteet (safety goal) on otettu kokeilukäyttöön ja laitosten kokonaisriskianalyysistä on tehty jo toistakymmentä kappaletta. Käytössä olevien laitosten osalta vakavia reaktorionnettomuuksia koskevat päätökset pyritään antamaan alustavasti jo tänä vuonna. Uusien laitosten osalta tarkoituksena on käsitellä kunkin reaktorin valmistajan tarjoama laitostyyppi erikseen ja niin, että käsittely olisi valmis vuonna 1985.

USNRC:n vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimuksen tavoitteena on ensi vaiheessa, tämän vuoden loppuun mennessä, tuottaa päätöksenteossa tarvittavaa perustietoa. Erityisesti kehitetään ja sovelletaan riskianalyysitekniikkaa riskitason täsmällisemmäksi arvioimiseksi ja pyritään selvittämään mahdollisuudet fissiotuotteiden päästöarvioiden konservatiivisuuden alentamiseksi. Tutkimusohjelman on suunniteltu jatkuvan vielä tämän jälkeen pari vuotta lähinnä tuloksien varmentamiseksi.

USNRC:n tutkimusohjelman keskeisen osan muodostaa Severe Fuel Damage -ohjelma (SFD), joka sisältää mm. polttoainesauvanippujen vaurioitumiskokeita PBF (Power Burst Facility) ja ACRR (Annular Core Research Reactor) -tutkimusreaktoreissa, TMI-reaktorin sydämen ja polttoaineen tutkimuksia sekä tietokoneohjelmien kehitystä. SFD-ohjelman on suunniteltu kestävän vuoteen 1986 ja siihen on kutsuttu myös ulkomaisia osanottajia. Ohjelman kokonaiskustannukset ovat yli sata miljoonaa dollaria. Myös Suomi ja Ruotsi neuvottelevat osallistumisehdoista. Osallistuminen SFD-ohjelmaan takaisi samalla tulosten suoran saannin USNRC:n fissiotuotepäästöjen tutkimusohjelmasta. SFD- ja fissiotuotetutkimusten ohella on vielä syytä mainita ainakin suojarakennusten kestävyden kokeellinen ja laskennallinen tutkimusohjelma Sandian laboratorioissa.

Yhdysvaltain ydinteollisuus - voimayhtiöt, valmistajat, laitos-suunnittelijat ja rakentajat - toteuttavat vuosina 1980-1983 IDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking) -ohjelman, joka pyrkii luomaan teollisuudelle yhteisen perustellun kannan ja käytännön työkaluja vakavien reaktorionnettomuuksien käsittelyprosessiin. Ohjelman laajuus on noin 10 miljoonaa dollaria ja pääkohteina nykyisen riskitason entistä parempi selvittäminen, järkevän turvallisuustasotavoitteen asettaminen sekä konkreettisten turvallisuutta parantavien toimenpiteiden etsiminen tutkimalla sydämen vaurioitumiseen johtavia tapahtumia (accident management), suojarakennustoiminnan tehokkuutta sekä onnettomuuksien seurausvaikutuksia. Laitoskohtaisia selvityksiä varten on valmistumassa kaksi suurta tietokoneohjelmaa, MAAP ja RETAIN, joista ensimmäinen kuvaa laitoksen lämpö- ja virtausteknillistä ja rakenteellista sekä jälkimmäinen fissiotuotteiden käyttäytymistä. VTT on ottanut yhteyden IDCOR-ohjelmaan selvittääkseen ehdot ohjelman tulosten saamiseksi Suomeen. Liittyminen IDCORIin mahdollistaisi myös konkreettisen yhteistyön ruotsalaisten kanssa, sillä ruotsalaiset ovat juuri päättäneet liittyä siihen.

5. Tutkimus Saksan liittotasavallassa

Saksan liittotasavallassa käytettiin huomattava panos vakavien reaktorionnettomuuksien tutkimukseen jo ennen TMI-onnettomuutta. Vakavat reaktorionnettomuudet on tosiasiallisesti ollut jo kymmenkunta vuotta lähinnä Karlsruheessa käynnissä olleen Projekt Nukleare Sicherheit (PNS) -tutkimusohjelman yksi painopistealue alusta alkaen. Tuore kuvaus tutkimusohjelmasta saatiin viime syksynä Otaniemessä suomalais-saksalaisessa reaktoriturvallisuusseminaarissa, jossa kuullut esitelmät ovat nyt saatavissa myös kirjallisessa muodossa (VTT Symposium 25, 1983).

PNS-ohjelmaan kuuluvista aiheista on erityisesti syytä mainita jo valmistuneet SASCHA-kokeet, joiden perusteella on määritetty mm. Marviken-kokeissa käytettävä sulasta sydäimestä muodostuvan aerosolin (corium) koostumus, valmisteilla olevat BETA-kokeet,

joissa tutkitaan varsin suuressa mittakaavassa sydänsulan ja betonin vuorovaikutuksia, sekä samoin valmisteilla olevat DEMONA-kokeet Battellen mallisuojarakennuksessa Frankfurtissa, joissa on tarkoitus demonstroida fissiotuotteiden nopea ja pysyvä poistuminen suojarakennuksen kaasutilasta.

Saksalaisilla on myös varsin pitkälle kehitetty tietokoneohjelmisto, jota käytettiin konsulttityönä myös ruotsalaisten FILTERA-tutkimuksessa. Ohjelmiston useimpia osia ei tiettävästi ole siirretty muihin maihin.

Yhteistyömahdollisuuksista saksalaisten kanssa on keskusteltu aivan alustavasti. Rajoitukset tietokoneohjelmien saatavuudessa käyttöön Suomessa on ehkä ongelmallinen piirre.

Erityisen mielenkiintoinen on myös muutaman vuoden päästä valmistuvaksi suunniteltu saksalaisen reaktoririskitutkimuksen toinen vaihe, jossa on tarkoitus käyttää hyväksi uusimpia tutkimustuloksia. Tutkimuksen toisen vaiheen odotetaan pienentävän onnettomuuden laskettuja seurausvaikutuksia huomattavasti erityisesti siksi, että kokeelliset ja teoreettiset tutkimukset radioaktiivisten aineiden käyttäytymisestä suojarakennuksessa viittaavat hyvin pieniin ympäristöpäästöihin.

1st June 1983

AIF/FORATOM INTERNATIONAL FUEL CYCLE CONFERENCE
31th May/3rd June 1983 - Geneva

DEVELOPMENT OF THE NUCLEAR FUEL CYCLE
AND IMPLICATIONS FOR THE FUTURE

Howard K. SHAPAR
Director General
Nuclear Energy Agency

Introduction

This conference takes place at a very opportune time for analyzing the potential future role of nuclear energy against the current state of business. The world economy has, as we all know, experienced a prolonged recession. For this, as well as for a number of other reasons, a noticeable degree of pessimism has invaded a fair part of the nuclear community, including both uranium and utility industries, and, by and large, the reactor manufacturing industry.

Regardless of whether or not we are at last emerging from the recession, I am convinced that nuclear power will play an essential role in any economic recovery and will contribute substantially to the development of stable patterns for energy supplies. I would like to take this opportunity to consider with you the current signals coming from governments and industry, indicating those that I judge to be misleading or erroneous. I will try to arrive at a set of conclusions which are of relevance to those in a position to make policy decisions.

Current nuclear capacity

The total operating nuclear capacity in the world is estimated as being around 173 GWe, some 147 GWe of which is distributed in the OECD area, that is, in the industrialized market economy countries grouped in the Nuclear Energy Agency (NEA). Over the last calendar year this capacity increased by some 16 GWe.

There are now several European countries producing more than 30% of their electricity from nuclear reactors and for many other countries nuclear power is a necessary component in their overall energy strategies. At the same time large investments have been made in associated industries, including uranium mining and those related to the manufacture and operation of power plants. We all realize that the interest vested in these efforts should not be jeopardized.

Sustained economic growth is critically dependent on the availability of adequate energy supplies. Governments of most of the industrialized nations recognize that nuclear power is needed to diversify their sources of energy. In particular, continued progress in assuring energy supplies for the OECD area requires further expansion of nuclear and coal capacities. The present levels of their respective contributions are still much lower than were foreseen earlier and are technically possible.

In comparing the economics of these two sources of primary energy a number of recent studies clearly demonstrate that nuclear has maintained an economic edge over coal in many OECD countries. For example, in European base load conditions, the production cost of nuclear electricity is about 20% to 50% below that of using coal. In this connection we are just about to publish a comparative study covering Western Europe, North America and Japan.

In many cases nuclear energy offers not only economic advantages but also environmental advantages, and there are no insuperable technical or industrial problems to inhibit its expanded use.

Current imbalance at the front-end

As far as uranium production is concerned the industry has been facing increasing problems over the past two or three years. The oversupply on the market and the resultant low spot market price have been as much a result of redistribution of utility inventories, especially on the part of those U.S. utilities that have cancelled nuclear plants, as of over-production. Uranium production in the U.S. declined significantly in 1982 and is expected to decrease further so that since the last months of 1982 there have been signs of balance being restored. This has been reflected in the firming of the spot market price.

Because the cost of uranium is only around 10-15% of the bus-bar cost of electricity, it is clear that a reasonable balance can be achieved between the interests of the uranium mining and utility industries without either one suffering. If the governments of the NEA countries were to consider it appropriate, the services of my Agency would be available to expand the necessary background information.

Front-end services of the fuel cycle

Within NEA we detect a need to come now to a better understanding of the continued availability on an international basis of enrichment capacity, and the major factors influencing its future development.

Together with the oversupply of uranium, there is also some idle separative work and fuel fabrication capacity available within the OECD area. This is largely due to the fact that much of the investment in this area has been motivated by individual countries' policies being directed towards the assurance of domestic supply rather than being governed by purely economic considerations. Thus, during 1982, separative work capacity was increased in France and construction of an enrichment plant was started in the Federal Republic of Germany. Japan was finalizing its design of a commercial scale enrichment plant, while feasibility studies for enrichment facilities were being undertaken in Australia.

Back-end

Spent fuel continues to accumulate in increasing amounts pending a decision on whether it is to be reprocessed or otherwise disposed of. In consequence, there are extensive plans in some OECD countries to develop and construct facilities for interim storage. In some cases a central storage facility will be provided to accommodate spent fuel from a number of reactor installations whilst most utilities intend to construct their own facilities. Countries with reprocessing facilities usually plan to have large storage capacities at the reprocessing plants.

France, the Federal Republic of Germany, Japan and the United Kingdom have reprocessing plants in operation. France continues to have the largest reprocessing capacity for LWR fuel. A total of 640 tonnes of heavy metal was reprocessed during 1982 at the La Hague plant. The United Kingdom has a large capacity for the reprocessing of Magnox fuel and will build a plant to reprocess LWR fuel which will be in operation later in this decade (1987). Japan has a small capacity which will be significantly increased in the next few years.

Concerning the reprocessing option we find ourselves at the crossroads. Here again, a better understanding of the continued availability of a sufficient capacity on an international basis is desirable. There is increased interest, based mainly on short-term economic considerations, in adopting the practice of once-through fuel utilization and in this connection NEA has proposed a study to illustrate the longer-term consequences of the reprocessing versus the "throw away" option. In the long term it may turn out to have been a mistake not to have invested enough in reprocessing and the development of fast reactors.

Waste management

The programmes of management and disposal of spent fuel and of high level wastes in different countries have been designed to meet needs only in relation to short term technical requirements for safe interim storage. However, some governments have now come to realize that programmes related to the permanent disposal of radioactive wastes should be accelerated in order to meet public concern over this issue.

As you well know, the problems of waste disposal are complex, involving technical, administrative, financial and legal considerations. The magnitude of the problems is such that individual countries do not always have the resources necessary to cope with them and it is widely agreed that this is one of the most fruitful, though challenging, fields for international co-operation.

In order to respond to public and political concerns about radioactive waste management, governments still need to demonstrate the availability of proven technologies for the safe disposal of radioactive wastes - and notably high level

wastes, and efforts in this direction are being made in several countries. These efforts should be supported by appropriate international collaboration and co-ordination. The OECD Nuclear Energy Agency, for its part, is vigorously pursuing such an international approach.

Future energy demand

With this background on the status of current developments, let me now take a look into the future. Here we should, in principle, follow a line of logical progression all the way from the world's total energy demand to the projected requirements for nuclear power.

Current projections for long-term energy demand by OECD and other organisations show some reduction in previously forecast levels. Thus assuming a low growth scenario the OECD now estimates that the total primary energy demand of the OECD countries will increase from its 1980 value of some 3800 million tons of oil equivalent (Mtoe) to 5100 Mtoe in the year 2000, an increase of 34%. For the high growth scenario the corresponding figure at the year 2000 would be 5800 Mtoe, an increase of 53%. As far as the other areas of the world are concerned the CMEA* countries exhibit a corresponding trend, with total primary energy demand expected to increase from its 1980 value of 2200 Mtoe to 3200 Mtoe (low growth) and 3500 Mtoe (high growth) in 2000 while the developing countries will probably experience a much more rapid growth in energy requirements. The OECD estimates foresee a tripling of the 1980 primary energy demand of 950 Mtoe by the year 2000.

* Council for Mutual Economic Assistance

More detailed numbers for nuclear power projections up to the year 2000 in the OECD area are given in a small report which is available in the Conference Room. This report summarizes data collected from our Member countries and may be useful when the fuel cycle supply and demand situation is discussed.

Regardless of how we look into these sequences of numbers, we should be able to agree that in order to sustain such a growth, which will be essential for economic recovery, the energy sectors of our countries are faced with a formidable undertaking in the coming years.

Role of nuclear power

Although gas and renewable sources will make an important contribution to energy supplies, they will not displace oil on the scale that will be required to restore a suitable balance to the overall pattern of energy supply. It is mainly on nuclear power and coal that we must depend to cover the increasing demand for energy.

Nuclear energy is likely to double by 1990, with a somewhat slower rate of increase thereafter. Our current projection calls for some 450 GWe installed by the year 2000. This would mean that nuclear power will still remain far below its potential. Be that as it may, the development of nuclear energy on the scale I have mentioned would be feasible from an economic and technical standpoint. However, factors such as slow growth of electricity demand, financial difficulties of utilities in some countries, and the problem of public acceptance may seriously influence these prospects further.

In any event, it seems clear to me that nuclear power must maintain its economic competitiveness against coal in order to guarantee a supply of primary fuels which would be sufficiently diversified to resist any further instabilities, and uncertainties in the availability of energy.

Fast Reactors

One of the major tasks facing policy-makers is to assess the requirements for and the future contribution of the fast breeder reactor in meeting the future total energy demand. It was with this in mind that as part of the celebrations for our Agency's 25th Anniversary last April in Lyon we chose the topic "The future of the breeder and other advanced reactor concepts in the OECD area" for discussion in a special anniversary session. This provided the opportunity for a wide-ranging discussion of the problems and perspectives related to the development of fast reactors, with high-level participation from countries with the most advanced nuclear programmes.

There was considerable support for the view that although the uranium resources situation will remain favourable at least until well into the next century, it would be unwise to allow this to sway policy in the direction of slowing down or deferring fast reactor programmes. This could discourage industrial interest in the development and eventual construction of fast reactors with the result that the resources for installing these systems may not be available at the time when they become a necessary ingredient of the overall energy mix. Thus, there are strong arguments against diminution of effort on the development of these systems.

Any substantial deployment of fast reactors will, of course, require the availability of adequate reprocessing facilities, not only for the separation of plutonium from thermal reactor spent fuel but also for the reprocessing of spent fuel from fast reactors. As experience in this field is so far fairly limited, the advantages of international investigation and co-operation should be carefully considered.

NEA programme

At the NEA we are directing our efforts towards the more immediate problems confronting governments in the implementation of their nuclear power programmes. It is clear that national solutions to problems will not be sufficient. At almost all stages of the nuclear fuel cycle, the basic problems are international in character and require international solutions. No single country can afford to deploy nuclear power as a major energy source without depending to a greater or lesser extent on the international market.

Against this background the Agency's programme of work has been directed more recently towards distilling out the policy implications of the various options open to governments and to providing authoritative data and analyses on which governments may determine their nuclear power strategies and help overcome unjustified obstacles to nuclear power plant deployment.

More specifically the NEA programme is concentrated on the following major areas of direct relevance to the nuclear power programmes of our Member countries:

1. Projections of nuclear power growth and the analysis of supply/demand interactions for assessing the need for, and the availability of the whole range of industrial activities in the nuclear fuel cycle;

2. Nuclear reactor safety technology;
3. The feasibility and long-term safety of radioactive waste management options; and
4. Public acceptance of nuclear power, which is perhaps the most subtle and intractable issue facing our governments.

Our work has produced recent reports with findings which have far-reaching implications for international nuclear development and commerce.

With regard to uranium resources, our experts have concluded that any likely reactor requirements can be met by known resources at least until 2010 and that sufficient resources remain to be discovered which, given the appropriate incentives to industry of demand and price, could continue to cover requirements for many years beyond 2010.

The currently depressed state of the uranium market with low demand, oversupply and consequent low price, provides little incentive to industry to pursue further exploration. Nevertheless there are strong advantages to continuing exploration efforts and research and development in exploration techniques in order to assure that new resources can be discovered and made available to meet the expected upturn in uranium demand.

As regards fuel cycle services, there are no technical or industrial reasons why the supply of nuclear fuel and fuel cycle services should not meet any realistic demand, at least until the end of the century. However, it has to be said that current capacity to supply nuclear fuel cycle services is greatly in excess of immediate demand, except in the area of reprocessing.

With regard to reactor safety, the main public anxiety concerns the possibility of a reactor accident and the release of harmful radiation. Although experts assess the chance of such an accident to be extremely small, given the high standards of safety built into reactors and the vast extent of accumulated operating experience, reactor safety continues to be a subject of major concern.

Our nuclear safety programme may be divided into three main areas: safety research and evaluation of operating experience, licensing questions and special technical issues.

As concerns waste management questions, to which I have referred earlier, the main aims of NEA work are to back up national programmes with specific studies of broad interest and improvements of the data base, to contribute to research and development, and to help improve the level of understanding of waste management issues. The international control and surveillance of low-level radioactive waste sea-disposal operations deserves a special mention as an example of how international co-operation can help to mitigate sensitive political problems.

Perhaps the most serious obstacle to the continuing development of nuclear power derives from the sensitive matter of public acceptance. Our efforts here are directed towards providing our Member governments with authoritative and objective information and data on areas of special concern to the general public, for example radioactive waste and nuclear safety, and systematically analysing the methods adopted and results obtained from public acceptance efforts made in Member countries.

In summary, the NEA, through its programmes on nuclear power growth analysis, nuclear safety, radioactive waste management and radiation protection, among others, is making an important contribution to improved international understanding and acceptance of nuclear power and provides national policy-makers with the essential information on which to base their decisions concerning nuclear power.

Conclusion

Although nuclear energy is widely acknowledged as being a practical, efficient and commercially attractive form of energy whose contribution is a necessary component in the overall energy spectrum, its potential has not been fully exploited.

I have the impression that with the fall in the current price of oil, the short-term energy outlook is looking misleadingly promising and that some are consequently being lulled into complacency. However, consideration needs to be given to the situation 20-30 years hence and to creating favourable conditions in which the market will be able to respond to the expected needs at that time.

Therefore, I would like to conclude by offering the following thoughts:

- Electricity from nuclear sources is cheaper than that from coal in many OECD countries. However, in order to maintain this edge, more efforts must be devoted to containing the capital costs of nuclear electricity.

- Substantial progress in this direction can be achieved by reducing construction lead times, and hence interest payments, and by plant standardization and siting of several standardized reactors on the same site. This reduces cost and accelerates the licensing process. This policy is being pursued successfully - notably in France and the Federal Republic of Germany.
- Present natural and industrial nuclear resources are more than sufficient to meet needs in the foreseeable future. There are no technical reasons why nuclear power should not expand at a faster pace.
- Although safety and environmental considerations should rightly be maintained as major areas of concern, efforts should continue in convincing the public that nuclear power plants and their associated fuel cycle activities offer significant environmental advantages over plants using fossil fuels.
- Finally, I would like to underline a general factor to be borne in mind in the consideration of nuclear power development and related activities and this is that the choice is not necessarily the simple one between continuing an activity or stopping it with the idea of reviewing the situation at some time in the future. The hard facts of commercial life decree that in many cases it may not be possible to restart an activity when the momentum has been lost and the required skilled manpower dispersed. Moreover, many spheres of activity in the energy sector involve extremely long lead times between initiating projects and obtaining the desired benefits. Prolonged stagnation of national nuclear programmes could endanger the viability of the nuclear industry and so limit the industry's ability to meet future requirements.

Therefore it is important for decisions on clearly defined energy strategies to be taken now, moving towards further research and development into improving the efficiency of the entire nuclear fuel cycle and providing reassurance to industry as to future markets. It is bad policy to wait for future energy crises before deciding to act. It is wise policy to anticipate future crises and to approach them with courage and vision, recognising the vital role to be played by nuclear power in meeting the increased demands for energy when the general economic recovery comes, as it surely will.

This is the 25th anniversary year of the Agency of which I am proud to be the Head. With its long tradition of co-operation and experience in international projects and joint undertakings, the NEA offers a valuable forum for policy-oriented discussions to help Member countries determine the appropriate nuclear share of their overall power production. We are ready to face the challenges the future may bring and to respond to the changing needs of our Member governments as the energy scene continues to evolve.

1983-06-22

1 (4)

EUROPEAN NUCLEAR SOCIETYN KOKOUKSET CADARACHESSA RANSKASSA
1983-05-24...26

1 Yleistä

European Nuclear Society (ENS) johtokunnan ja Steering Committeeen kokoukset, yleiskokous (General Assembly) sekä Nuclear Europe-lehden johtokunnan kokous pidettiin 1983-05-24...26 Cadarachen ydintutkimuskeskuksessa Ranskassa. Osallituin ENS:n kokouksiin ENS:n johtokunnan ja Nuclear Europe-lehden johtokunnan jäsenenä sekä Suomen Atomiteknillisen Seuran (ATS) edustajana Steering Committeeessa ja yleiskokouksessa. Kokousten jälkeen oli järjestetty tutustumiskäynnit CEA:n Cadarachen ydintutkimuskeskukselle (1983-05-26) sekä Eurodifin Tricastinin uraaniväkevöintilaitokselle ja Marcoulin ydintutkimuskeskuksessa olevalle korkea-aktiivisen ydinjätteen kiinteytyslaitokselle (1983-05-27). Cadarachessa tutustuttiin sekä LWR-reaktoritekniikan ja FBR-reaktoritekniikan tutkimuksiin.

2 Nuclear Europe-lehden johtokunnan kokous 1983-05-24

Nuclear Europe-lehden johtokunnan kokouksessa käsiteltiin lähinnä julkaisujohtaja Peter Feuzin raporttia. On havaittu, että numeron aihepiiri on tärkeä lehtinumeron taloudellisuuden kannalta. Niinpä toukokuun Safety Issues-numero ei ollut hyvä ilmoitustuoton kannalta. Kesäkuun 1983 aikana on tarkoitus valita vuoden 1984 aiheeteemat. Tilintarkastajat toivovat Nuclear Europe-lehdelle omaa tiliä tilintarkastuksen helpottamiseksi. ENS:n julkaisutoiminnan kannalta on organisatoorista epäselvyyttä Publication Committeeen ja Nuclear Europe-lehden Advisory Editorial Boardin välillä. Lehden talous toteutunee tänä vuonna nk.

realistisen budjetin mukaisesti. Tämä merkitsee ENS:lle 40 000 Sveitsin frangin kuluja.

3 ENS:n johtokunnan kokous 1983-05-24

Kokouksessa keskustelua aiheutti vuodelle 1983 budjetoidut komiteakulut, jotka ovat noin 55 000 Sveitsin frangia. Kuitenkin on todettava, että todellisuudessa kuluja kertyy hyvin vähän. Periaatteena on, että kulut kerätään muualta. Oma kantani on, että nykyisessä hyvässä taloudellisessa tilanteessa ENS voisi osallistua nykyistä enemmän toimintansa pyörittämisen rahoittamiseen. Edelleen keskusteltiin Itä-Euroopan maiden saamisesta mukaan nykyistä enemmän seuran toimintaan. Ongelmana on löytää näistä maista valtiosta riippumattomia ydinenergia-alan henkilöseuroja. Neljäs Euroopan ydinenergiakonferenssi (ENC 4) pidetään kesäkuun alkupuolella 1986 Genevessä. Kokous järjestetään yhdessä FORATOMin kanssa. Konferenssin yhteydessä pidetään myös ydinenergia-alan messut. ENC 4:n järjestelytoimikuntaan ENS:n puolelta kuuluvat G. Brown (Iso-Britannia) ja L. Bindler (Belgia). Järjestelytoimikunta valitsee puheenjohtajansa nyt nimettyjen jäsenten ulkopuolelta.

ENS:n kansainvälisestä komiteasta keskusteltiin. Komiteaan kutsutaan tekn. tri Sven O. Hultin Suomesta. Kansainvälinen ydinteknillisten seurojen ryhmä (International Nuclear Societies Group, INSG) toimii klubina ilman nimettyjä toimihenkilöitä. ENS:n Public Acceptance Workshop 1983 sai myönteisen vastaanoton. Seuraava Workshop on tarkoitus pitää ensi vuonna Luzernissa. Jos halutaan pitää Workshop muualla, tämä lienee mahdollista myöhemmin. Kolmas kansainvälinen ydinteknologian siirtoa käsittelevä ICONTT III-konferenssi pidetään Madridissa syys-lokakuussa 1985. Vuonna 1984 Washingtonissa järjestettävää ANS/ENS

International Conference'in kutsuesitelmäohjelma alkaa olla valmis ENS:n puolelta. Sinne on tarkoitus tulla esitelmä Ruotsin ja Suomen LWR-ohjelmista.

4 Steering Committeeen kokous 1983-05-25

Steering Committeeen kokouksessa keskusteltiin International Institute on Nuclear Safetyä (IINS). Todettiin, että toiminta on perusteltua "Peer Review Committee"-tyyppisenä. Lisäksi toimintakohteet on valittava siten, että välttytään poliittisilta keskusteluilta. Steering Committeeen kokouksessa päätettiin, että sihteeristö voi suoraan etsiä ja pyytää kannatusjäseniä ENS:lle eri maista. Nimityskysymyksistä päätettiin tässä yhteydessä Peter Feuzin nimittäminen ENS:n Secretary Generaliksi. Edelleen nimitettiin W. Vinck (Belgia) Planning Committeeen puheenjohtajaksi (1984-01-01 alkaen) ja L. Bindler Programme Committeeen puheenjohtajaksi (1983-07-01 alkaen). Edelleen todettiin G. Brownin nimitys Honours and Awards-komitean puheenjohtajaksi. Muutoin kokouksessa käsiteltiin samoja asioita kuin johtokunnan kokouksessa 1983-05-24.

5 Yleiskokous 1983-05-25

Yleiskokouksen alussa puheenjohtaja Pierre Zaleski esitti raporttinsa. Tämän jälkeen seurasivat Finance Committeeen puheenjohtajan J. Couturen taloudellinen katsaus ja F. Marcuksen tilintarkastajien raportti. Steering Committee sai tili- ja vastuuvapauden. ENS:n uudeksi puheenjohtajaksi valittiin yksimielisesti Harry Cartwright (Iso-Britannia) 1983-07-01 alkavaksi kaksivuotiskaudeksi. Tämän jälkeen tuli esille varapuheenjohtajien valinta. Käytyjen keskustelujen jälkeen varapuheenjohtajiksi valittiin Guy Tavernier (Belgia), Hans Henning Hennies (Saksan liittotasavalta), Olli

J.A. Tiainen (Suomi) ja Sergio Barabaschi (Italia).
Toimintakausi on sama kuin puheenjohtajan.

6 Muuta

Yleiskokouksen jälkeen pidettiin lyhyt Steering
Committeen kokous. Tässä valittiin ENS:n johtokuntaan
puheenjohtajien lisäksi Jacques Rognon (Sveitsi) ja
Rafael Caro (Espanja). Tämän lisäksi valittiin
puheenjohtaja Harry Cartwrightin avustajaksi Jim Hooper
Iso-Britanniasta. Seuraavat ENS:n johtokunnan ja
Nuclear Europe-lehden johtokunnan kokoukset pidetään
Englannissa 1983-08-12. Steering Committeen kokous on
Pariisissa 1983-12-02.

Olli J.A. Tiainen

/UY-OJT/EAS