

ATS Tiedotuslehti n:o 1/1975

Sisältö:

ARVIDINTI USA:N KAUPALLISTEN YDINVOIMALOIDEN
ONNETTOMUUSRISKEISTÄ

Käännös WASH-1400 raportin yhteenvedosta

THE HIGH TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR

D. Bedenig ATS:n kokous 19-12-74

MATKAKERTOMUS ATS:N TUTUSTUMISMATKASTA SAKSAN
LIITTOTASAVALLAN YDINVOIMA-ALAN LAITOKSIIN
20...26-10-74

LUONNOS

WASH-1400

REAKTORIN TURVALLISUUSTUTKIMUS

ARVIOINTI USA:N KAUPALLISTEN YDINVOIMALOIDEN
ONNETTOMUUSRISKEISTÄ

YHTEENVETO

YHDYSVALTAIN ATOMIENERGIAKOMISSIO

Elokuu 1974

Kääntänyt: Lena Lamberg

SISÄLLYSSivu

1.	Johdanto ja tulokset	1
2.	Tutkimusta koskevia kysymyksiä ja vastauksia ..	8
2.1	Kuka suoritti tutkimuksen? Kuinka suuri työpanos tarvittiin?	9
2.2	Minkälaisia ydinvoimaloita tutkimuksessa käsitellään?	9
2.3	Voiko ydinvoimala räjähtää atomipommin tavoin?	10
2.4	Miten riski määritellään?	10
2.5	Mikä aiheuttaa ydinvoimalaonnettomuuksiin liittyvät riskit?	12
2.6	Miten radioaktiivisuutta vapautuu?	12
2.7	Kuinka sydämen sulamisonnettomuus voisi tapahtua?	13
2.8	Miten reaktoreissa varaudutaan sydämen sulamisonnettomuuteen?	15
2.9	Kuinka jäähdytteen menetysonnettomuus voisi johtaa sydämen sulamiseen?	16
2.10	Kuinka reaktorin transientti voisi johtaa sydämen sulamiseen?	18
2.11	Kuinka todennäköinen sydämen sulamisonnettomuus on?	19
2.12	Minkä tyyppisiä säteilyvaurioita sydämen sulamisonnettomuus voisi aiheuttaa?	19
2.13	Mitkä ovat sydämen sulamisonnettomuuden todennäköisimmät seuraukset?	21
2.14	Minkälainen on ydinonnettomuuksien vuotuisen riski verrattuna tavanomaisiin riskeihin?	22
2.15	Mikä on sydämen sulamisonnettomuutta seuraavien kuolemantapausten ja vaurioiden odotettavissa oleva lukumäärä?	23
2.16	Mikä on piilevien eli säteilyn myöhäisvaikutusten suuruusluokka?	26

- 2.17 Minkälaisia kiinteistö- ja laitevahinko- ja sydämen sulamisonnettomuus voisi aiheuttaa? 27
- 2.18 Paljonko sydämen sulamisonnettomuus tulisi maksamaan? 28
- 2.19 Miten suuri reaktorin sulamisen todennäköisyys olisi vuonna 2000, jos käynnissä on 1000 reaktoria? 30
- 2.20 Miten voidaan tietää, että tutkimuksessa on käsitelty kaikki mahdolliset onnettomuudet? 30
- 2.21 Minkälaisia reaktorionnettomuuksia koskevat laskelmat ovat verrattuna paljon vakavampia seurauksia ennustaviin aikaisempiin tutkimuksiin? 31
- 2.22 Mitä tekniikkaa tutkimuksen suorittamisessa käytettiin? 33
- 2.23 Miten tutkimuksen tulokset tulevat vaikuttamaan turvallisuuskysymyksiin liittyvässä päätöksenteossa? 35

1. Johdanto ja tulokset

Tämä reaktoriturvallisuustutkimus tehtiin Yhdysvaltain atomienergiakomission valvonnassa tarkoituksena arvioida yleiset riskit, jotka saattaisivat liittyä tällä hetkellä toiminnassa olevien kaupallisten ydinvoimaloiden mahdollisiin onnettomuuksiin. Tutkimus suoritettiin professori Norman C. Rasmussenin (Massachusetts Institute of Technology) johdolla. Riskejä ei ole voitumitatta, vaan niille on esitetty ainoastaan arvioita, sillä huolimatta 50 tällä hetkellä toimivasta laitoksesta yhtään ydinonnettomuutta ei ole sattunut. Käytetyt arviointimenetelmät perustuvat USA:n puolustusministeriön (Department of Defense) sekä ilmailu- ja avaruushallituksen (National Aeronautics and Space Administration) viimeisten 10 vuoden aikana kehittämiin menetelmiin.

Tutkimuksen tarkoituksena oli laatia arvio ydinriskeistä sekä verrata näitä muiden riskeihin, joille yhteiskuntamme yksityisine jäsenineen on ollut alttiina. Kyseinen tietous lienee avuksi määriteltäessä ydinenergian tulevaa käyttöä sähköntuottajana.

Tutkimuksesta vedettävänä tärkeimpänä johtopäätöksenä voidaan pitää sitä, että ydinvoimaloiden mahdollisten onnettomuuksien aiheuttamat riskit väestölle ovat hyvin pienet.

Väite perustuu seuraaviin toteamuksiin:

- a) Mahdollisten reaktorionnettomuuksien seuraukset eivät ylitä muiden onnettomuuksien seurauksia ja ovat useissa

tapauksissa näitä hyvin paljon pienempiä. Seuraukset ovat pienempiä kuin aikaisemmat, riskiarvioita harkitusti maksimoineet tutkimukset ovat antaneet ymmärtää.

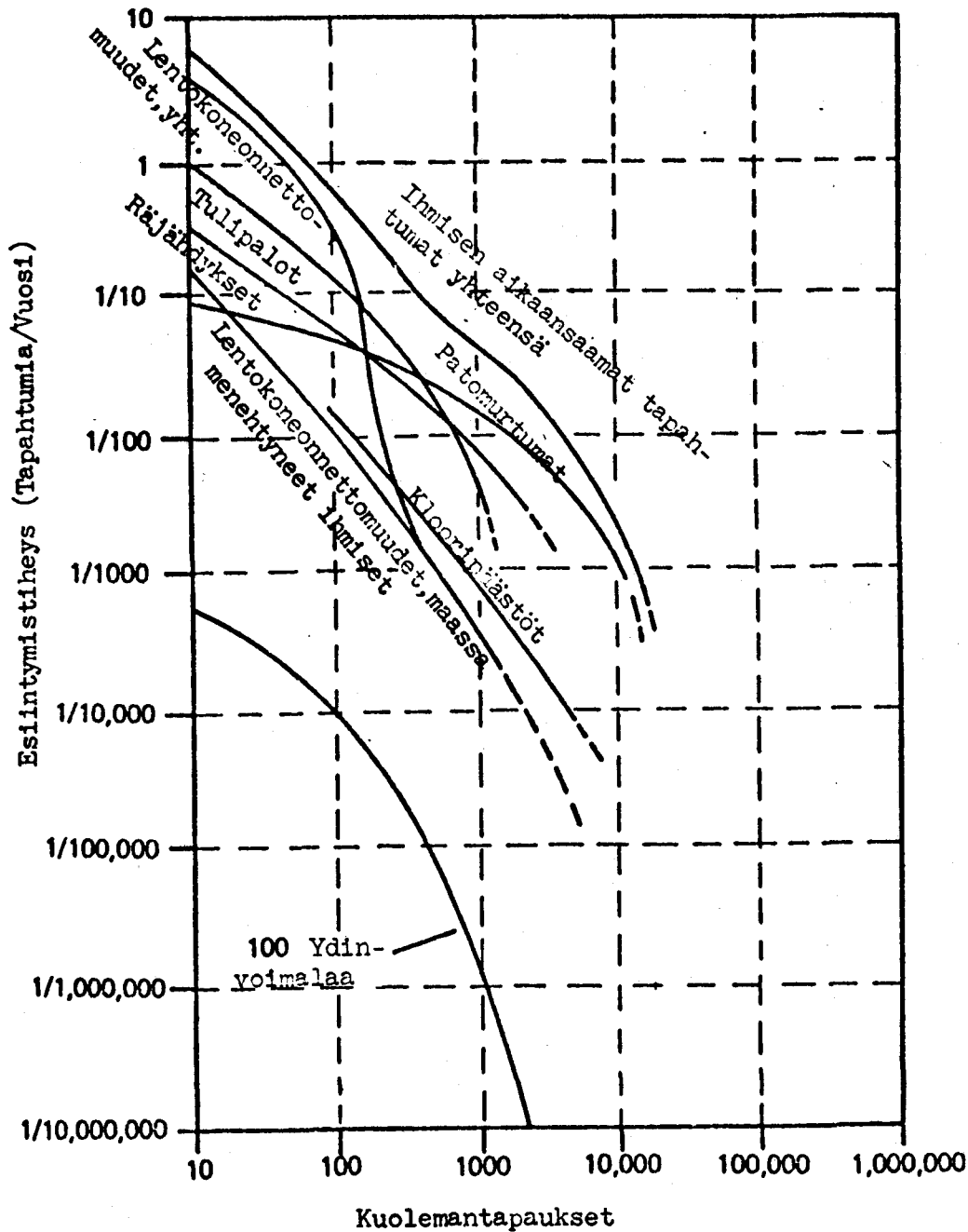
- b) Reaktorionnettomuuksien todennäköisyys on paljon pienempi kuin monien seurauksiltaan yhtä vakavien muiden onnettomuuksien todennäköisyys. Kaikkien tutkimuksessa tarkasteltujen muiden onnettomuuksien, kuten tulipalojen, räjähdysten, myrkyllisten kemikaalien päästöjen, padonmurtumien, lentokoneonnettomuuksien, maanjäristysten, hirmu- ja pyörremyrskyjen esiintymisen todennäköisyys on paljon suurempi kuin ydinonnettomuuksien ja niiden seuraukset voivat olla yhtä vakavia tai vakavampia kuin jälkimmäisten seuraukset.

Kuvissa 1, 2 ja 3 verrataan vuoden 1980 vaiheilla oletettavasti toiminnassa olevien 100 laitoksen reaktorionnettomuusriskejä muiden ihmisen aikaansaamien ilmiöiden ja luonnonilmiöiden riskeihin. Kuvista voidaan todeta seuraavaa:

- a) Kuvissa 1 ja 2 nähdään kuolemaan johtaneiden onnettomuuksien todennäköisyys sekä kuolemantapausten lukumäärä, kun kyseessä ovat ydinonnettomuudet sekä joukko erilaisia muita onnettomuuksia. Kuvien mukaan muut tapahtumat aiheuttavat noin 10 000 kertaa useammin suuria onnettomuuksia kuin ydinvoimalat.
- b) Kuva 3 esittää ydin- ja muiden onnettomuuksien aineellisten vahinkojen todennäköisyyttä ja dollariarvoa. Ydinvoimalat aiheuttavat todennäköisesti 100 ... 1000

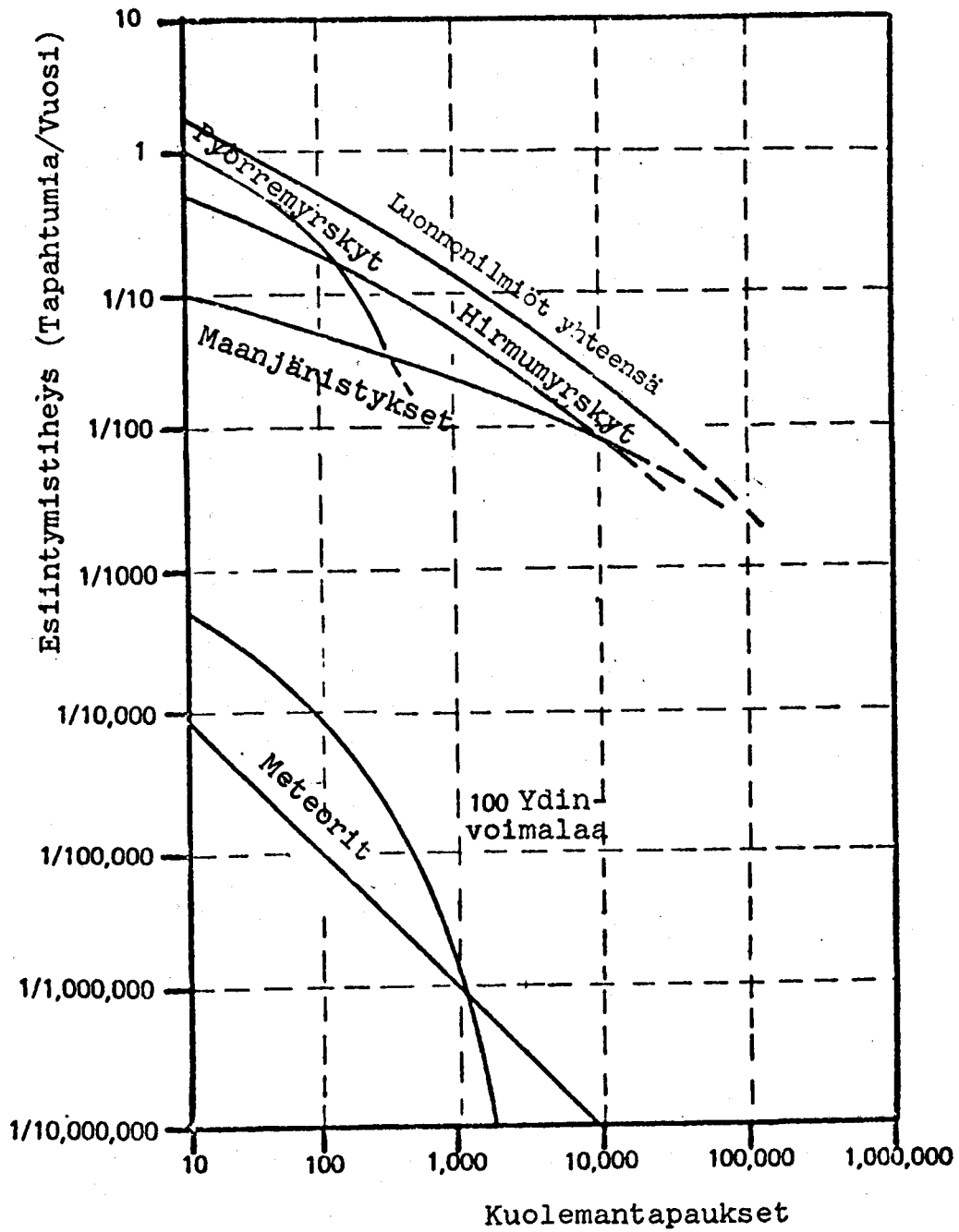
kertaa harvemmin verrattain suuria dollarivahinkoja kuin muut lähteet. Aineellisiin vahinkoihin luetaan kolme kustannusryhmää: 1) kustannukset ihmisten siirtämiseksi väliaikaisesti pois saastuneilta alueilta, 2) kiinteistöjen käytön kieltäminen radioaktiivisuuden poistamiseen tarvittavana aikana - muutamia viikkoja, jopa kuukausia sekä 3) kustannukset, joiden avulla varmistetaan, etteivät ihmiset joudu alttiiksi ruoka- ja piilevänä vesivaroissa olevalle radioaktiivisuudelle. Viimemainittuihin kustannuksiin sisältyvät maanviljelystuotteiden tarkistukseen tarvittavat kustannukset sekä saastuneiden tuotteiden menettämistä aiheutuva häviö.

Kuvien 1 - 3 kokonaisriskiä koskevan informaation lisäksi on hyödyllistä tarkastella erilaisten onnettomuuksien yksityisiin ihmisiin kohdistavaa kuolemanriskiä. Valtaosa taulukon I aineistosta on saatu USA:n vuoden 1973 tilastoista ja se pätee vuodelle 1969, mikä on viimeinen tietojentaulukointivuosi. Ydinriskit ovat mitättömän pieniä verrattuna muihin mahdollisiin kuolemaan johtaviin vahinkojen aiheuttajiin.

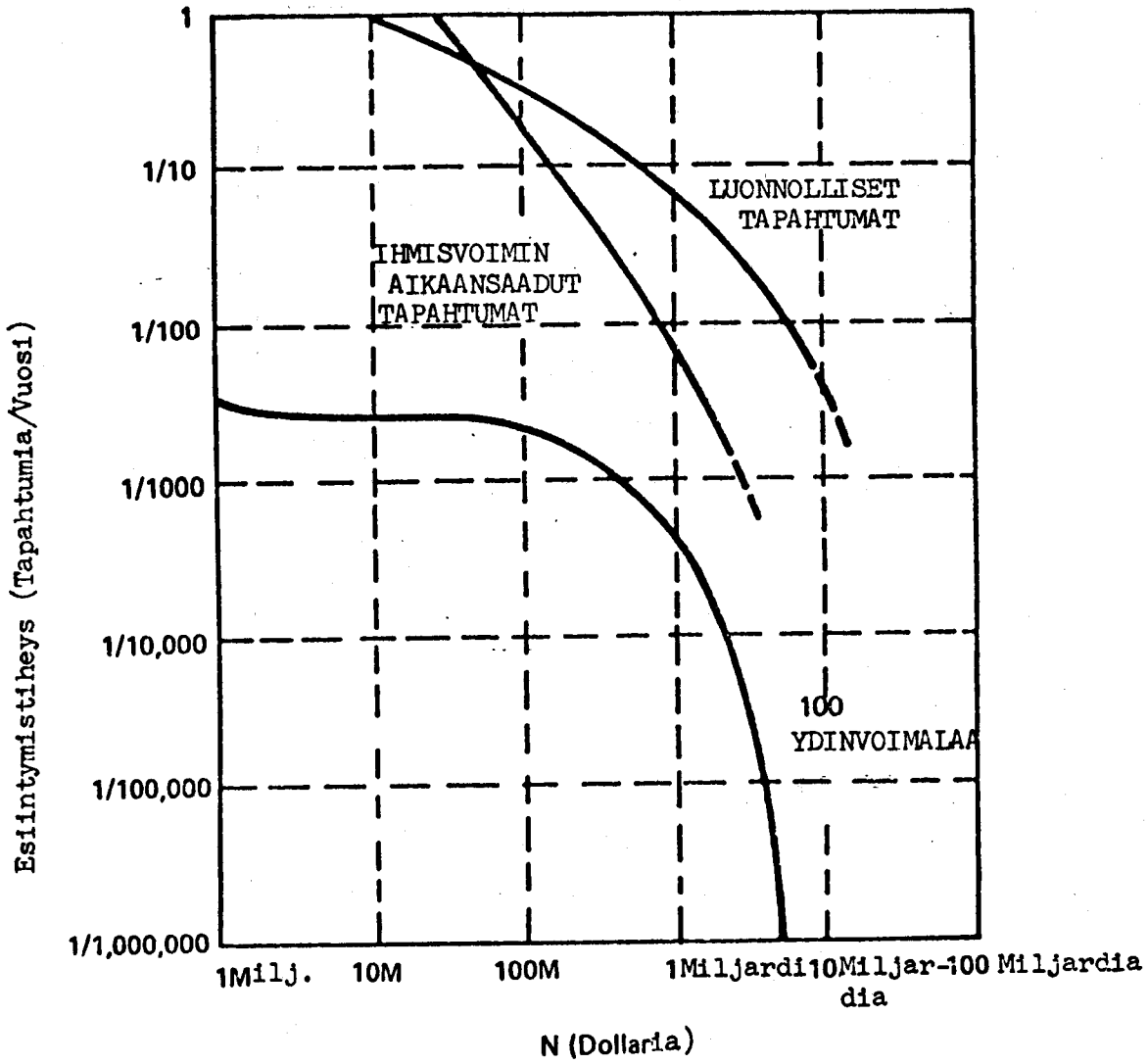


Kuva 1. Ihmisen aikaansaamien tapahtumien aiheuttamien kuolemantapausten esiintymistiheys.^x

- x) Kuvien 1 - 3 selitys. Valitaan pystyviiva merkitsemään tiettyä seurausten lukumäärää ja luetaan todennäköisyys sille, että erilaiset onnettomuudet aiheuttavat tämän seurauksen. Esimerkiksi kuvassa 1 sata ydinvoimalaa saavat aikaan seurauksen 100 kuolemantapausta todennäköisyydellä yksi 10 000:sta vuosittain. Klooripäästöt ovat noin 100 kertaa todennäköisempiä eli 1 sadasta; tulipalot ovat n. 1000 kertaa todennäköisempiä eli 1 kymmenestä vuosittain; lentokoneonnettomuudet ovat n. 5000 kertaa todennäköisempiä eli n. yksi joka toinen vuosi.



Kuva 2. Luonnonilmiöiden aiheuttamien kuolemantapausten esiintymistiheys.



Kuva 3. Luonnollisten ja ihmisen aikaansaamien tapahtumien aiheuttamien aineellisten vahinkojen esiintymistiheys

TAULUKKO I

ERI SYISTÄ JOHTUVA KUOLEMATAPAUSRISKI

Onnettomuuden aiheuttaja	Yhteensä	Yksilön mahdollisuus joutua ko. onnettomuuden uhriksi	
Moottoriajoneuvot	55 791	kerran	4 000 vuodessa
Kaatumiset	17 827	"	10 000 "
Tulipalot ja kuumat aineet	7 451	"	25 000 "
Hukkumiset	6 181	"	30 000 "
Tuliaseet	2 309	"	100 000 "
Lentoliikenne	1 778	"	100 000 "
Putoavat esineet	1 271	"	160 000 "
Sähköiskut	1 148	"	160 000 "
Salama	160	"	2 000 000 "
Pyörremyrskyt	91	"	2 500 000 "
Hirmumyrskyt	93	"	2 500 000 "
Kaikki onnettomuudet	111 992	"	1 600 "
Ydinreaktorionnettomuudet (100 voimalaa)	0	"	300 000 000 "

Kuolemantapausten ja aineellisten vahinkojen lisäksi ydinonnettomuudet saattavat synnyttää muitakin säteilyvaurioita, mm. työtaturmia ja somaattisia myöhäisvaikutuksia kuten syöpää, geneettisiä vaurioita ja kilpirauhassairauksia. Mahdollisten onnettomuuksien yhteydessä odotettavissa olevat vauriot olisivat noin kaksi kertaa niin suuret kuin kuvien 1 ja 2 kuolemantapaukset, mutta nämä vauriot olisivat merkityksettömiä muiden onnettomuuksien vuosittain aiheuttamien 8 miljoonan tapaturman rinnalla. Geneettisten vaurioiden ja myöhäisvaikutuksina esiintyvien syöpätapausten lukumäärä ennustetaan huomattavasti pienemmäksi kuin näiden tautien normaali esiintymistiheys. Jopa näiden tautien kohdalla sattunut pieni kasvu suuren, hyvin epätodennäköisen onnettomuu-

den yhteydessä jäisi huomaamatta.

Vakavan onnettomuuden seurauksena saattaa olla kilpirauhas-sairaus, jossa kilpirauhaseen muodostuu nystyröitä. Näitä voidaan kuitenkin hoitaa lääketieteellisin menetelmin, ja ne harvoin johtavat vakaviin komplikaatioihin. Useimmissa onnettomuuksissa syntyvien nystyröiden määrä on pieni verrattuna kyseisten nystyröiden esiintymiseen yleensä. Hyvin epätodennäköisten, suurten onnettomuuksien synnyttämien nystyröiden lukumäärä on verrattavissa niiden normaaliin esiintymiseen. Nystyröistä voitaisiin tehdä havaintoja onnettomutta seuraavien 10 - 20 vuoden aikana ja niiden määrä olisi suunnilleen sama kuin säteilyn alaiseksi joutuvassa väestönosassa havaittu määrä yleensä.

Tässä tutkimuksessa on esitetty ydinvoimalaonnettomuuksien riskiarvioita ja verrattu riskiä muihin yhteiskuntamme piirissä esiintyviin riskeihin, mutta tässä ei ole puututtu kysymykseen ydinriskien hyväksyttävyydestä. Vaikka tutkimuksessa päädytään siihen, että ydinonnettomuuden riskit ovat hyvin pieniä, tässä ei voida esittää arveluja siitä minkä suuruis-ta riskiä yhteiskunta voisi pitää hyväksyttävänä tai oikeutet-tuna.

2. Tutkimusta koskevia kysymyksiä ja vastauksia

Tässä yhteenvedon osassa annetaan enemmän tietoa tutkimuksen yksityiskohdista kuin johdannossa ja käytetään kysymys- ja vastausmenettelyä referoinnin helpottamiseksi.

2.1 Kuka suoritti tutkimuksen? Kuinka suuri työpanos tarvittiin?

Asiantunteva tutkija- ja insinääriryhmä suoritti tutkimuksen pääasiassa AEC:n (Atomic Energy Commission = Atomienergiakomissio) päämajassa. Työntekijäryhmän jäsenet olivat valtion ja yksityisistä laboratorioista, yliopistoista ja 10 heistä oli AEC:n työntekijöitä. Tutkimuksen johtajana toimi professori Norman C. Rasmussen MIT:n (Massachusetts Institute of Technology) ydintekniikan osastolta. Prof. Rasmussen oli tutkimuksen aikana AEC:n konsulttina. AEC:n Saul Levine oli vastuussa projektista. Kaksi vuotta kestänyt tutkimus aloitettiin kesällä 1972 ja sen piirissä työskenteli yhteensä 60 henkilöä lukuisten konsulttien lisäksi. Työpanos oli 50 miestyövuotta ja kustannukset olivat 3 miljoonaa dollaria (~ 12 milj. Fmk).

2.2 Minkälaisia ydinvoimaloita tutkimuksessa käsitellään?

Tutkimuksessa käsiteltiin suuria painevesi- ja kiehutusvesityyppisiä tehoreaktoreita, jotka ovat tällä hetkellä käynnissä USA:ssa. Tutkimuksessa rajoituttiin vesijäähdytteisiin reaktoreihin, koska nykyiset reaktorit ovat kaikki tätä tyyppiä. Vaikka kaasujäähdytteiset kuumat reaktorit sekä nopeat sulametallihyötöreaktorit ovat tällä hetkellä kehitteillä, tämäntyyppisiä suuria reaktoreita ei saada kuitenkaan vielä tällä vuosikymmenellä käynnistettyä joten ne on tässäkin yhteydessä jätetty käsittelemättä.

Ydinvoimalat tuottavat sähköä uraaniatomien halkeamisten

seurauksena. Ydinpolttoaine, jossa uraaniatomien fissiot eli halkeamiset tapahtuvat, on sijoitettu suureen teräsastiaan. Reaktorin polttoaine käsittää noin 100 tonnia uraania. Uraani on metallisauvojen sisällä, joiden halkaisija on n. 0,5 in (~ 1,3 cm). Näistä sauvoista muodostetaan polttoainepippuja, joissa on 50 - 200 sauvaa kussakin. Kussakin reaktorissa on useita satoja pippuja. Astia on täynnä vettä, jonka tehtävänä on sekä toimia polttoaineen jäähdyttäjänä että ylläpitää fissioketjureaktiota.

Fissioprosessin uraaniin vapauttama lämpö lämmittää vettä ja näin muodostuu höyryä, joka pyörittää turbiinia sähkön kehittämiseksi. Samoin hiili- ja öljylaitokset kehittävät sähköä käyttämällä fossiilisia polttoaineita veden kiehuttamiseen.

Tämänhetkiset ydinvoimalat ovat hyvin suuria. Tyypillisen laitoksen sähkökapasiteetti on 1000 000 kW eli 1000 MW. Tämä sähkömäärä riittää tyydyttämään 500 000 asukkaan kaupungin tarpeet.

2.3 Voiko ydinvoimala räjähtää atomipommin tavoin?

Ei voi. Ydinvoimalat eivät voi räjähtää ydinaseen tavoin. Räjähdys ei voi fysiikan lakien mukaan tapahtua, koska polttoaineessa on ainoastaan hyvin vähän (3 - 5 %) ydinaseissa käytettävää uraania (uraani - 235).

2.4 Miten riski määritellään?

Riskin käsitteeseen sisältyvät jonkin tapahtuman todennäköisyys ja seuraukset. Täten esimerkiksi autolla-ajoon liittyvän riskin arvioimiseksi on tiedettävä sellaisen onnetto-

den todennäköisyys, missä henkilö voisi 1) loukkaantua tai 2) menehtyä. Näinollen onnettomuudella on kaksi erilaista seurausta, loukkaantuminen tai menehtyminen kumpikin omine todennäköisyyksineen. Todennäköisyys yhden ihmisen loukkaantumiselle vuodessa on yksi 130:sta ja kuolemantapauksen todennäköisyys on 1/4000. Tämän tyyppiset tilastot koskevat yksilöihin kohdistuvaa riskiä ja saattavat vaikuttaa yksilöiden asenteisiin ajamista kohtaan sekä ajotottumuksiin.

Erityyppiset tilastot eivät kuitenkaan ole vailla mielenkiintoa yleiseltä yhteiskunnalliselta kannalta katsottuna. Näinollen auto-onnettomuuksien aiheuttamat 15 miljoonaa loukkaantumista vuosittain ja 55 000 kuolemantapausta vuosittain ovat sellaista tietoa, joka saattaisi olla hyödyllistä tie- ja autoturvallisuudesta päätettäessä.

Samanlaista logiikkaa voidaan soveltaa reaktoreihin. Reaktorin läheisyydessä asuvan henkilön kannalta todennäköisyys sille että kyseinen henkilö kuolisi reaktorionnettomuudessa yhden vuoden aikana on 1/300 000 000 ja todennäköisyys loukkaantua reaktorionnettomuudessa on yksi mahdollisuus 150 000 000:sta.

Laajemmin katsottuna yksi 100 reaktorin läheisyydessä asuvasta 15 miljoonasta ihmisestä saattaisi menehtyä ja kaksi ihmistä saattaisi saada vaurioita 25 vuoden aikana. Tällainen tieto saattaisi olla hyödyllinen päätöksentekijöille (Yhdysvalloissa Yhdysvaltain Kongressi) pohdittaessa reaktorionnettomuuksien yhteiskunnalle aiheuttamaa kokonaisris-

kiä.

2.5 Mikä aiheuttaa ydinvoimalaonnettomuuksiin liittyvät riskit?

Ydinvoimaloiden aiheuttamat riskit johtuvat fissioprosessissa vapautuvasta radioaktiivisesta säteilystä. Normaaliikäytön aikana ydinvoimaloiden aktiivisuuden päästöt ovat mitättömän pieniä valvotuissa olosuhteissa. Onnettomuustapauksissa, jotka kuitenkin ovat hyvin epätodennäköisiä, aktiivisuuspäästöt voisivat olla paljon suurempia, jolloin ne voisivat aiheuttaa huomattavan suuria riskejä.

Fission tapahduttua jäljelle jäävät uraaniatomien osat ovat radioaktiivisia. Näitä radioaktiivisia atomeja kutsutaan fissiotuotteiksi, ja ne hajoavat edelleen ydinsäteilyä samalla vapautuessa. Monet näistä hajoavat nopeasti, nimitäin muutamassa minuutissa tai korkeintaan muutamassa tunnissa ei - radioaktiivisiksi.

Toiset taas hajoavat hitaammin eli muutaman kuukauden ja joissakin tapauksissa useiden vuosien aikana. Polttoainesauvoihin kertyvät fissiotuotteet voivat olla sekä kaasumaisessa että kiinteässä muodossa. Näitä ovat mm. jodi, kaasut krypton ja ksenon sekä cesium ja strontium, jotka ovat kiinteitä aineita.

2.6 Miten radioaktiivisuutta vapautuu?

Ainoa tapaus, jossa suuret radioaktiivisuuden päästöt ovat mahdollisia, on polttoaineen sulaminen reaktorin sydämessä.

Reaktorista poistettu käytetty polttoaine, joka varastoidaan voimalan alueelle, sisältää huomattavia aktiivisuusmääriä. Käytetyn polttoaineen satunnaiset päästöt todettiin kuitenkin hyvin pieniksi verrattuna ladatun reaktorin sydämen mahdollisiin radioaktiivisiin päästöihin.

Reaktoreiden turvallisuuslaitteistoihin kuuluu järjestelmiä, joiden avulla estetään polttoaineen ylikuumentuminen ja valvotaan polttoaineesta mahdollisesti tapahtuvia radioaktiivisia päästöjä. Täten, ennenkuin ympäristöön vahingossa voi päästä radioaktiivisuutta on tapahduttava sarja peräkkäisiä vikoja, jotka aiheuttavat polttoaineen ylikuumentumisen, jolloin radioaktiivisuutta vapautuu. Radioaktiivisuuden poisto- ja suoja järjestelmissä täytyisi tällöin samanaikaisesti myös esiintyä vikoja.

Tutkimuksessa on tarkasteltu tuhansia mahdollisia tapoja, joilla radioaktiivinen päästö voisi tapahtua. Näiden joukosta on todettu riskejä määrittelevät päästötävät. Tässä yhteydessä määriteltiin eri tavat, joilla sydämen polttoaine voisi sulaa sekä miten eri tavoin radioaktiivista päästöä valvovat järjestelmät voisivat rikkoutua.

2.7 Kuinka sydämen sulamisonnettomuus voisi tapahtua?

On huomattava, ettei polttoaineen sulamista ole tapahtunut kertaakaan tutkimuksessa käsiteltyjen reaktoreiden 200 kaupallisen käyttövuoden aikana. Sulamista ei nimittäin voi tapahtua, ellei jäähdytysjärjestelmässä esiinny vikaa, joka sallisi polttoaineen kuumenemisen sulamispisteeseen 5000 °F (2760 °C).

Reaktorin ominaisuuksiin perehtymättömän henkilön mielestä polttoaineen ylikuumentumisen estämiseksi tarvittaisiin vain järjestelmä, joka heti pysäyttäisi tai sammuttaisi fissioproessin vian ilmaannuttua. Vaikka reaktoreissa onkin tällaiset järjestelmät, ne yksinään eivät riitä, koska polttoaineen radioaktiivinen hajoaminen jatkaa lämmönkehitystä. Tätä lämpöä kutsutaan hajoamislämmöksi ja se on poistettava fissioproessin pysähtymisen jälkeenkin. Näinollen reaktoreissa on myös oltava tehokkaat haihtumislämmön poistojärjestelmät. Näiden lisäksi sydämen hätäjähdytysjärjestelmät (ECCS) ovat myös tarpeen vastaamaan mahdollisista, tosin epätodennäköisistä onnettomuuksista.

Tässä reaktoriturvallisuustutkimuksessa on määritelty kaksi tilannetta, jotka mahdollisesti voisivat johtaa reaktorin sydämen sulamiseen: jäähdytteen menetysonnettomuus (LOCA) sekä transientit. Jäähdytteen menetyksessä jäähdytysjärjestelmistä häviää jäähdytteenä normaalisti toimiva vesi ja tässä tapauksessa sydämen sulamisen estäisi sydämen hätäjähdytysjärjestelmä (ECCS). Sulaminen voisi kuitenkin mahdollisesti tapahtua jäähdytteen menetyksessä, jos ECCS samanaikaisesti olisi jostakin syystä toimintakyvytön.

Termi transientti liittyy mihin tahansa reaktorin sammutuksen vaativaan tilanteeseen. Sammutuksen jälkeen hajoamislämmön poistojärjestelmät estävät sydämen ylikuumentumisen. Joko sammutusjärjestelmässä tai hajoamislämmön poistojärjestelmässä esiintyvät viat saattavat aiheuttaa sydämen sulamisen.

2.8 Miten reaktoreissa varaudutaan sydämen sulamisonnettomuuteen?

Ydinvoimaloissa on lukuisia sydämen sulamista estäviä järjestelmiä. Lisäksi fysikaaliset prosessit ja lisäominaisuudet poistavat sulaneesta polttoaineesta vapautuvan radioaktiivisuuden, mikäli sydämen sulamisonnettomuus sattuisi. Vaikka suojarakennus säilyykin vaurioitta jonkin aikaa sydämen sulamisesta, suojarakennus lopulta rikkoutuu, jolloin radioaktiivisuutta vapautuu.

Erikoisen tiivis suojarakennus tarvitaan estämään ilmassa olevan radioaktiivisuuden hajaantuminen ympäristöön. Vaikka suojarakennus vaurioituukin muutaman tunnin kuluessa sydämen sulamisesta, siihen hetkeen saakka polttoaineesta vapautunut radioaktiivisuus laskeutuu luonnollisten prosessien ansiosta suojarakennuksen sisäpuolisille pinnoille. Muiden turvalaitteiden lisäksi ydinvoimaloissa on järjestelmät, jotka estävät suojarakennuksen sisälle päässeän radioaktiivisuuden leviämisen. Kyseisiin järjestelmiin kuuluvat mm. vesisuihkut, joiden avulla radioaktiivisuus huuhdotaan ilmasta, sekä suodattimet sitomaan radioaktiivisia hiukkasia ennen niiden päästöä. Suojarakennusten erittäin suuren tiiviyyden vuoksi radioaktiivisuus pysyy rakennuksen sisäpuolella niin kauan kun rakennus itse säilyy vahingoittumatta. Vaikka rakennuksessa esiintyisi suurehkojakin vuotoja, valtaosa radioaktiivisuudesta voitaisiin poistaa tarkoitukseen sopivilla järjestelmillä tai radioaktiivisuus saattaisi luonnollisissa prosesseissa laskeutua suojarakennuksen sisäpinnoille.

Vaikka suojarakennuksen voidaan olettaa säilyvän vahingoittumatta jonkin aikaa sydämen sulamisen tapahduttua, sulaneen massan voidaan mahdollisesti odottaa pääsevän betonilattian läpi allaolevaan maaperään. Tämän seurauksena valtaosa radioaktiivisista kaasuista jäisi maaperään pienen määrän kuitenkin päästessä maanpintaan ja näin vapautuessa. Lähes kaikki ei - kaasumainen radioaktiivisuus jäisi maaperään.

Erittäin epätodennäköisten sydämen sulamisonnettomuuksien esiintyminen voidaan kuvitella mahdolliseksi, kun suojarakennus rikkoutuu ylipaineen tai lentävien esineiden eli missiilien vuoksi. Tämänkaltaisissa onnettomuuksissa ilmassa olevan radioaktiivisuuden päästöt olisivat suurempia ja näinollen myös seuraukset vakavampia. Näiden vähemmän todennäköisten onnettomuuksien seuraukset on mainittu kuvissa 1 - 3.

2.9 Kuinka jäähdytteen menetysonnettomuus voisi johtaa sydämen sulamiseen?

Jäähdytteen menetysonnettomuuksien voidaan olettaa johtuvan reaktorin normaalissa jäähdytysvesijärjestelmässä ilmenneistä vioista. Laitokset suunnitellaan siten, että ne pystyvät selviytymään näistä vioista. Jäähdytysvesijärjestelmän vesi on hyvin korkeassa paineessa (n. 50...100 - kertainen autonrenkaassa olevaan paineeseen nähden ja näin vettä sisältävissä putkissa, pumpuissa, venttiileissä tai astioissa syntyvä pieni halkeama johtaisi laajaan murtumaan. Tässä tapauksessa vesi muuttuisi silmänräpäyksessä höyryksi ja tulisi voimalla

reiästä. Tämä saattaisi osoittautua vakavaksi, koska sydän saattaa sulaa, ellei lisäjäähdystä pystytä järjestämään melko nopeasti.

Tavanomaisen jäädytteen menetys LOCA - tapauksessa pysäyttäisi ketjureaktion, joten tuotetun lämmön määrä putoaisi melkein välittömästi muutamaan prosenttiin käyttötasosta. Tämän äkillisen putouksen jälkeen tuotettavan höyryn määrä kuitenkin pienenisi huomattavasti hitaammin ja sitä säätelisi polttoaineessa tapahtuva radioaktiivinen hajoaminen. Vaikkakin tämä kehitetyssä lämmössä tapahtuva lasku on hyvänä apuna, se ei kuitenkaan riitä estämään polttoaineen sulamista ilman lisäjäähdystä. Tällaista tilannetta silmälläpitäen reaktoreihin on asennettu sydämen hätäjäähdytysjärjestelmät (ECCS), joiden tehtävänä on toimia jäädyttäjinä kyseisissä tilanteissa. Järjestelmiin kuuluvat pumput, putket, venttiilit jne. kestävät erikokoisia rikkoja. Ne on myös suunniteltu riittävän moneen kertaan varmistetuksi, jotta sydän pystytään jäädyttämään, vaikka muutamat komponentit eivät toimisikaan.

Tutkimuksessa on tarkasteltu lukuisia eriasteisten LOCA - onnettomuuksien jälkeisiä tapahtumasarjoja. Lähes kaikissa tapauksissa LOCA - onnettomuuden tapahduttua pitäisi vielä esiintyä moninkertaisia vikoja sydämen hätäjäähdytysjärjestelmässä ennenkuin sydän sulaisi. Merkittävimpänä poikkeuksena pidetään sydämen sisältävän suuren paineastian laajaa murtumaa. Paineastioista saatu kokemus osoittaa kuitenkin

tällaisen murtuman todennäköisyyden todellakin häviävän pieneksi. Itse asiassa tutkimuksessa todettiin paineastiamurtuman todennäköisyys niin pieneksi, ettei sillä ole mitään merkitystä reaktorionnettomuuksien kokonaisriskiä arvioitaessa.

2.10 Kuinka reaktorin transientti voisi johtaa sydämen sulamiseen?

Termi reaktorin transientti liittyy useihin reaktorin sammutusta vaativiin tapahtumiin. Näitä ovat mm. normaalisammutus polttoaineen uudelleenlatausta varten sekä sellaiset tapahtumat, joiden ajankohtaa ei etukäteen voida määrätä, mutta jotka ovat kuitenkin odotettavissa kuten laitoksen sähkön saannin keskeytyminen ulkoisesta verkosta. Reaktori on suunniteltu odottamattomien transienttien varalta siten, että siinä on automaattinen sammutus. Sammutuksen jälkeen jäähdytysjärjestelmien tehtävänä on poistaa polttoaineen radioaktiivisuuden kehittämä lämpö. Lämmön poistamiseen on varattu useita erilaisia jäähdytysjärjestelmiä, mutta jos ne kaikki olisivat yhtäaikaan toimintakyvyttömiä, kehittyvä lämpö riittäisi vähitellen kiehuttamaan kaiken jäähdytysveden, jolloin sydän sulaisi.

Edellä on esitetty yksi sydämen sulamiseen johtava tapahtumasarja, mutta voidaan kuvitella sydämen sulavan myös transientin jälkeisen reaktorin sammutuksen epäonnistumisesta sammutusjärjestelmissä olleen vian vuoksi. Tässä tapauksessa paine saattaisi kohota niin korkeaksi, että reaktorin nor-

maali jäädytysjärjestelmä vaurioituu, jolloin seurauksena olisi jäädytteen menetysonnettomuus, joka puolestaan johtaisi sydämen sulamiseen.

2.11 Kuinka todennäköinen sydämen sulamisonnettomuus on?

Kyseisessä tutkimuksessa on huolellisesti tarkasteltu sydämen sulamiseen johtavia eri tapahtumasarjoja. Kunkin määritellyn sydämen sulamisonnettomuuden esiintymistodennäköisyys määrättiin soveltamalla viime vuosina vastaavanlaisten onnettomuuksien todennäköisyyden ennustamiseksi kehitettyjä menetelmiä. Nämä todennäköisyydet yhdistettiin sydämen sulamisen kokonaistodennäköisyyden saamiseksi. Saatiin arvo yksi 17000:sta yhtä reaktoria kohden vuodessa. Yhdysvalloissa on ennustettu 100 reaktorin olevan toiminnassa vuoden 1980 vaiheilla ja edellämainittu luku näistä 100 reaktorista puheenollen tarkoittaa sitä, että yksi tuollainen onnettomuus sattuisi keskimäärin 170 vuoden välein.

On tärkeätä huomata, ettei ydinvoimalan sydämen sulaminen välttämättä aikaansaa onnettomuutta, jonka väestöön kohdistuvat seuraukset olisivat vakavia. Eräs tärkeimmistä tutkimuksen tuottamista tuloksista on se, että ainoastaan noin yksi kymmenestä mahdollisesta, keskimäärin kerran 1700 vuodessa esiintyvistä sydämen sulamisonnettomuudesta saattaisi aiheuttaa todettavissa olevia terveydellisiä haittoja.

2.12 Minkätyyppisiä säteilyvaurioita sydämen sulamisonnettomuus voisi aiheuttaa?

Sydämen sulamisonnettomuudessa voi vapautua niin paljon ra-

dioaktiivisuutta, että joitakin kuolemantapauksia saattaisi sattua lyhyen ajan kuluttua onnettomuudesta (muutamassa viikossa). Lisäksi jotkut voisivat saada näkyviä, lääkärin apua vaativia vaurioita synnyttävän säteilyannoksen, jonka vaikutuksista henkilöt kuitenkin toipuisivat täysin. Näiden lisäksi olisivat vielä henkilöt joiden saamat säteilyannokset olisivat sen verran pienempiä, etteivät ne aiheuttaisi minkäänlaisia näkyviä vaurioita, mutta saattavat kyllä lisätä tiettyjen sairauksien esiintymistä pitkän ajanjakson eli useiden vuosien kuluessa. Hyvin pian säteilytyksen jälkeen ilmeneviä näkyviä vaikutuksia kutsutaan akuuteiksi eli varhaisvaikutuksiksi.

Radioaktiivisen säteilytyksen viivästyneet eli myöhäisvaikutukset saattavat lisätä syövän, geneettisten vaikutusten ja kilpirauhassairausten esiintymistiheyttä säteilytetyssä väestönosassa. Kyseiset vaikutukset näkyisivät lisäyksenä näiden tautien kohdalla säteilytystä seuraavien 10 - 20 vuoden aikana, ja niitä on vaikea havaita lisäyksen ollessa yleensä pieni verrattuna tautien normaaliin esiintymistiheyteen.

Tutkimuksessa on esitetty varovainen arvio kuolemaan johtavien syöpätapausten kasvaneelle lukumäärälle onnettomuutta seuraavien 20 vuoden aikana. Arvio on saatu ekstrapoloimalla korkeilla annosnopeuksilla saatua aineistoa alhaisten annosnopeuksien aineistoon. Yleisesti ollaan sitä mieltä, että ylläesitetty menettely luultavasti antaa säteilyvaikutukselle huomattavasti liian suuren arvion, mutta toisaalta ei ole

mahdollista suorittaa kokeita riittävän suurissa väestöryhmissä näiden hyvin pienten vaikutusten määräämiseksi. Pii-levien syöpätapausten lukumäärä ennustetaan hyvin pieneksi syövän normaaliin esiintymiseen verrattuna. Kilpirauhassairaudessa kilpirauhaseen muodostuu pieniä nystyröitä, jotka lääkäri pystyy tuntemaan. Niitä hoidetaan lääketieteellisin menetelmin ja joskus yksinkertainen leikkaus saattaa olla tarpeen, mutta ne johtavat vakaviin seuraukseen ainoastaan hyvin harvoissa tapauksissa. Hyvin vakavissa reaktorionnettomuuksissa syntyvien nystyröiden määrä ei ylitä niiden normaalia esiintymistäajuutta.

Säteilytystä pidetään eräänä geneettisten vaurioiden syynä. Geneettiset vauriot ilmenevät vajavaisuuksina jossakin myöhemmässä sukupolvessa. Myöhempien sukupolvien odotettavissa oleva vajaavaisuuksien lisääntyminen voidaan arvioida onnettomuuden aiheuttamasta kokonaisväestöannoksesta. Nämä vaikutukset ennustetaan hyvin pieniksi verrattuna niiden normaaliin esiintymistäajuuteen.

2.13 Mitkä ovat sydämen sulamisonnettomuuden todennäköisimmät seuraukset?

Todennäköisin sydämen sulamisonnettomuus voisi sattua keskimäärin kerran 17000 vuodessa yhtä ydinvoimalaa kohden. Allaolevassa taulukossa on esitetty tällaisen onnettomuuden seurausten laajuus.

TODENNÄKÖISIMMÄN SYDÄMEN SULAMISONNETTOMUUDEN
SEURAUKSET

	<u>Seuraukset</u>
Kuolemantapaukset	< 1
Vauriot	< 1
Myöhemmin kuolemaan johtavat vauriot	< 1
Kilpirauhasen nystyrät	~ 4
Geneettiset vauriot	< 1
Kiinteistövahingot ^x	\$ 100 000 ~ 400 000 Fmk

^xEivät sisällä laitoksen vahinkoja.

2.14 Minkälainen on ydinonnettomuuksien vuotuinen riski
verrattuna tavanomaisiin riskeihin?

USA:ssa elää yhteensä 15 miljoonaa ihmistä 20 mailin (~ 30 km:n) säteellä jo toimivista sekä suunnitteilla olevista reaktoreista. Näiden lukujen sekä USA:n tämänhetkisten onnettomuustilastojen perusteella on laadittu seuraava taulukko, jossa eri aiheuttajien odotettavissa olevat kuolemantapausten ja loukkaantumisien vuotuiset lukumäärät on esitetty.

KUOLEMANTAPAUSTEN JA LOUKKAANTUMISIEN VUOTUISET
MÄÄRÄT 30 KILOMETRIN ETÄISYYDELLÄ USA:N REAKTO-
REISTA ELÄVIEN 15 MILJOONAN IHMISEN KESKUUDESSA

Onnettomuuden aiheuttaja	Kuolemantapauksia	Loukkaantumisia
Auto	4 200	375 000
Kaatumiset	1 500	75 000
Tulipalo	560	22 000
Kuolemaan johtavat sähköiskut	90	-
Salamä	8	-
Reaktorit (100 laitosta)	0.3	6

2.15 Mikä on sydämen sulamisonnettomuutta seuraavien kuolemantapausten ja vaurioiden odotettavissa oleva lukumäärä?

Sydämen sulamisonnettomuus muistuttaa monia muita vakavia onnettomuuksia kuten tulipaloja, räjähdyksiä, patomurtumia jne. siinä, että seuraukset ovat hyvin moninaisia onnettomuushetkellä vallinneista olosuhteista riippuen. Sydämen sulamisonnettomuudessa seuraukset riippuvat pääasiassa kolmesta tekijästä; nimittäin radioaktiivisen päästön suuruudesta, siitä miten vallitsevat sääolosuhteet hajottavat aktiivisuutta sekä säteilyn alaisiksi joutuvien ihmisten lukumäärästä. Seuraukset pystytään arvioimaan kohtalaisen luotettavasti, kun nämä kolme tekijää tunnetaan. Tutkimuksessa arvioitiin aiheutuvat säteilyvauriot sekä esiintymistodennäköisyys, kun muuttujia radioaktiivinen päästö, vallitsevat sääolosuhteet ja säteilytetty väestö kombinoitiin 4800 eri tavalla. Tietyn päästön todennäköisyys määrättiin tarkastelemalla huolellisesti erilaisten reaktorijärjestelmien rikkojen todennäköisyyttä. Erilaisten sääolosuhteiden todennäköisyys saatiin useiden reaktoreiden sijoituspaikoilta kerättyjen säähavaintojen perusteella. Vaihtelevat säteilytettyjen määrät saatiin USA:n jo käynnistettyjen ja myös suunnitella olevien reaktorien sijoituspaikkojen väestönlaskentaluvuista. Vaadittavat tuhannet laskelmat suoritettiin suuren kapasiteetin tietokoneella.

Laskelmat osoittivat 10 tai useampia kuolemantapauksia aiheuttavien onnettomuuksien todennäköisyyden olevan noin

1/250 000 yhtä laitosta kohti vuosittain. Sadan tai useamman kuolemantapauksen todennäköisyys on ennustettu 1/1 000 000:ksi, kun sen sijaan tuhannen tai useamman kuolemantapauksen todennäköisyys on yksi 100 000 000:sta. Suurin laskettu arvo oli 2300 kuolemantapausta todennäköisyydellä yksi miljardista

Ylläesitetyt arviot perustuvat olettamukseen, että useimmat ihmiset evakuoitaisiin ilmassa olevan radioaktiivisuuden tieltä. Kokemus on osoittanut evakuoinnin onnistuneen lukuisissa tavanomaisissa onnettomuustapauksissa. Koska ydinvoimaloissa on valmiiksi suunnitellut evakuointiohjelmat ja koska hälytyksen ja radioaktiivisuuden ympäristöön pääsemisen välillä on jonkin verran aikaa, evakuointi vaikuttaa kaiken todennäköisyyden mukaan tehokkaalta ydinonnettomuuksien sattuessa.

Tarkasteltaessa 100 samanlaisen laitoksen ryhmää 10 tai useampia kuolemantapauksia aiheuttavan onnettomuuden todennäköisyys on 1/2500 vuodessa tai keskimäärin yksi tällainen onnettomuus kerran 2500 vuodessa. 1000 tai enemmän kuolemantapauksia aiheuttavien onnettomuuksien todennäköisyys on yksi miljoonasta tapauksesta eli kerran miljoonassa vuodessa. On mielenkiintoista todeta, että tämä on juuri se todennäköisyys, jolla meteori voisi törmätä asutuskeskukseen USA:ssa ja aiheuttaa tuhannen ihmisen kuoleman.

Allaolevassa taulukossa verrataan ydinonnettomuuden todennäköisyyttä samat seuraukset aiheuttavien ei - ydinonnettomuuksien todennäköisyyksiin. Jälkimmäisiin luetaan niin

ihmisen aikaansaamat kuin luonnonilmiötkin. Monet ilmoitettuista todennäköisyysarvoista on saatu vanhoista tilastoista, mutta toiset ovat niin pieniä, että vastaavanlaista tapahtumaa ei ole milloinkaan havaittu. Jälkimmäisissä tapauksissa todennäköisyys on laskettu samantapaista tekniikkaa kuin ydinvoimalan yhteydessä käyttäen.

SUURTEN IHMISEN AIHEUTTAMIEN JA LUONNON ILMIÖIDEN
TODENNÄKÖISYYS

Tapahtuma	100 tai useamman kuolemantapauksen todennäköisyys	1000 tai useamman kuolemantapauksen todennäköisyys
-----------	---	--

Ihmisen aikaansaamat tapahtumat

Lentokoneonnettomuus	Kerran 2 vuodessa	Kerran 2000 vuodessa
Tulipalo	Kerran 7 vuodessa	Kerran 200 vuodessa
Räjähdys	Kerran 16 vuodessa	Kerran 120 vuodessa
Myrkyllinen kaasu	Kerran 100 vuodessa	Kerran 1000 vuodessa

Luonnonilmiöt

Pyörremyrsky	Kerran 5 vuodessa	Hyvin pieni
Hirmumyrskyt	Kerran 5 vuodessa	Kerran 25 vuodessa
Maanjäristys	Kerran 20 vuodessa	Kerran 20 vuodessa
Meteorin syöksy maahan	Kerran 100 000 vuodessa	Kerran 1 000 000 vuodessa

Reaktorit

100 laitosta	Kerran 10 000 vuodessa	Kerran 1 000 000 vuodessa
--------------	------------------------	---------------------------

Ajateltaessa mahdollisissa ydinvoimalaonnettomuuksissa syntyviä vaurioita, lääketieteellistä apua tarvitsevien vaurioiden määrää välittömästi onnettomuuden jälkeen on noin kaksi kertaa suurempi kuin odotettavissa olevien kuolemantapausten lukumäärä.

2.16 Mikä on piilevien eli säteilyn myöhäisvaikutusten suuruusluokka?

Kuten varhaisvaikutusten ollessa kyseessä, piilevien syöpätapausten, hoidettavissa olevien piilevien kilpirauhassairauksien sekä geneettisten vaurioiden vakavuusasteikin vaihtelee onnettomuusolosuhteiden mukaan. Allaoleva taulukko esittää näiden kolmen esiintymistä. Ensimmäisessä sarakkeessa nähdään sydämen sulamisonnettomuuksien seuraukset, joista todennäköisimmällä on yksi mahdollisuus 17000:sta yhtä laitosta ja vuotta kohden. Toisessa sarakkeessa nähdään sellaisen onnettomuuden, jolla on yksi mahdollisuus miljoonasta tapahtua yhdessä laitoksessa yhden vuoden aikana, aiheuttamat seuraukset. Kolmannessa sarakkeessa on esitetty normaali esiintymistaajuus.

NIIDEN SÄTEILYN MYÖHÄISVAIKUTUSTEN LAAJUUS, JOIDEN ODOTETAAN ILMENEVÄN 20 VUODEN KULUESSA 100 KUOLEMATAPAUSTA AIHEUTTAVASTA ONNETTOMUUDESTA

Säteilyvaurio	Mahdollisuudet ilmetä laitosta ja vuotta kohden		Normaali esiintymistaajuus \times
	1/17000	1/1 000 000	
Myöhäiset syöpätapaukset	< 1	450	64 000
Kilpirauhassairaus	4	12 000	20 000
Geneettiset vauriot	< 1	450	100 000

\times

Normaali odotettavissa oleva esiintymistaajuus ihmisissä, jotka asuvat minkä tahansa reaktorin läheisyydessä.

Näissä onnettomuuksissa pystyittäisiin havaitsemaan ainoas-

taan kilpirauhasen nystyröiden syntyminen ja nämäkin vain erittäin epätodennäköisen onnettomuuden yhteydessä. Nystyrät on helppo diagnosoida sekä hoitaa joko lääkkein tai leikkaamalla. Muut kaksi vauriolajia ovat liian vähäpätöisiä, jotta niitä voitaisiin erottaa näiden kahden sairauden normaalista esiintymistaajuudesta, joka on suuri.

2.17 Minkälaisia kiinteistö- ja laitevahinkoja sydämen sulamisonnettomuus voisi aiheuttaa?

Vakava ydinonnettomuus ei vahingoita ulkonaisesti voimialueen ulkopuolisia kiinteistöjä, mutta se saattaa kyllä saastuttaa ne radioaktiivisuudella. Saastumisasteen ollessa suuri ihmiset olisi väliaikaisesti siirrettävä kodeistaan kunnes radioaktiivisuus hajoaa tai se poistetaan. Kun saastuminen on vähäisempää mutta saaste on levinnyt laajemmalle alueelle, asujaimiston pitäisi ryhtyä yksinkertaisiin toimenpiteisiin mahdollisen saastumisen vähentämiseksi, mutta voisi kuitenkin edelleen asua alueella. Suurin huolen aihe tällä suuremmalla alueella olisi tarkkailla maanviljelystuotteita, jotta ravintoketjuun joutuva radioaktiivisuuden määrä pysyisi pienenä. Alueella sijaitsevien maatilojen tuotteita olisi valvottava ja tuotteet, joiden aktiivisuus ylittää turvallisen rajan, on hylättävä.

Todennäköisin sydämen sulamisonnettomuus, jonka todennäköisyys on 1/17000 laitosta kohden vuodessa, ei aiheuttaisi saastumista lainkaan tai vain hyvin vähän. Sellaisen onnettomuuden todennäköisyys, joka vaatii asukkaiden väliaikaisen evakuoii-

misen 20 neliömailin ($\sim 50 \text{ km}^2$:n) suuruiselta alueelta, on 1/170 000 reaktoria kohden vuodessa. 90 % kaikista sydämen sulamisonnettomuuksista on oletettavasti vähemmän vakavia kuin tämä. Suurimman onnettomuuden yhteydessä saattaisi olla tarpeen suorittaa asukkaiden väliaikainen evakuointi 400 neliömailin ($\sim 1000 \text{ km}^2$:n) suuruiselta alueelta. Tämänkaltaisen onnettomuuden yhteydessä maanviljelystuotteita varsinkin maitoa on tarkkailtava parin kuukauden ajan sata kertaa onnettomuusaluetta suuremmalla alueella, kunnes jodi on hajonnut. Tämän jälkeen tarkkailu tarvitsee kohdistaa enää pieneen alueeseen.

2.18 Paljonko sydämen sulamisonnettomuus tulisi maksamaan?

Kuten muissakin tapauksissa kustannukset riippuvat onnettomuusolosuhteista. Reaktoriturvallisuustutkimuksessa arvioituihin kustannuksiin sisältyivät evakuoitujen ihmisten siirtämiseen ja sijoittamiseen tarvittut varat, maankäytön kieltämisestä aiheutuneet kulut sekä tuottavan omaisuuden kuten tehtaiden ja asumusten käytön kieltämisestä aiheutuvat tappiot. Todennäköisin sulamisonnettomuus (todennäköisyys 1/17000 laitosta ja vuotta kohden) aiheuttaisi noin \$ 100 000:n ($\sim 400 000$ markan) suuruiset kiinteistötappiot. \$ 100 000 000 eli 400 000 000 markan suuruisia vahinkoja aiheuttavan onnettomuuden esiintymistodennäköisyys olisi noin yksi 50 000:sta yhtä laitosta ja vuotta kohti. Tällaisia onnettomuuksia voidaan odottaa tapahtuvan keskimäärin kerran 500 vuodessa kun käynnissä olevia reaktoreita on 100. Todennäköisyys sille, että joku onnettomuus aiheuttaisi 2 - 3 miljardin dollarin (8 - 12 miljardin mk) arvoiset vahingot olisi noin

1/1 000 000 laitosta ja vuotta kohti. Maksimiarvo voidaan ennustaa 4 - 6 miljardiksi dollariksi (15 - 25 miljardia mk) todennäköisyyden tällaisen onnettomuuden sattumiselle ollessa 1/1 000 000 000 laitosta ja vuotta kohden.

Tätä ydinonnettomuuksien aineellisten vahinkojen riskiä voidaan verrata muihin riskeihin useilla tavoilla. Suurimpia ihmisen aikaansaamia onnettomuustapauksia ovat tulipalot. Viime vuosina on sattunut vuosittain keskimäärin kolme tulipaloa, joiden vahingot ovat ylittäneet 10 miljoonaa dollaria (40 milj. mk). Suunnilleen kerran kahdessa vuodessa tulipalo aiheuttaa 50 - 100 miljoonan dollarin (200 - 400 milj.mk) vahingot. Viimeisten 10 vuoden aikana on riehunut neljä hirmumyrskyä, joiden aiheuttamat vahingot nousivat 0.5 - 5 miljardiin dollariin (2 - 20 miljardia mk). Viimeiset maanjäristysarviot ennustavat että USA:ssa voidaan odottaa yhtä miljardin dollarin (4 miljardin mk)maanjäristystä noin joka 50. vuosi.

Kuten edellä olevasta nähdään, vakava reaktorionnettomuus tulee hyvin kalliiksi, mutta sen kustannukset eivät merkittävästi ylittäisi useiden vakavien onnettomuuksien, joiden kohteeksi yhteiskuntamme joutuu melko usein, aiheuttamia kustannuksia. Lisäksi tällaisen ydinonnettomuuden todennäköisyys on luonnollisesti arvioitu muita onnettomuuksia paljon pienemmäksi.

2.19 Miten suuri reaktorin sulamisen todennäköisyys olisi vuonna 2000 jos käynnissä on 1000 reaktoria?

Tuntuisi houkuttelevalta kertoa 1000:lla tietyn reaktorionnettomuuden todennäköisyys yhdessä laitoksessa, jotta saataisiin vuonna 2000 tapahtuvan onnettomuuden todennäköisyys. Laskelma ei kuitenkaan ole pätevä, koska se edellyttää seuraavien 25 vuoden aikana rakennettavat reaktorit samanlaisiksi kuin nykyiset reaktorit. Mm. autoista ja lentokoneista saadut kokemukset osoittavat, että kokemuksen karttuessa kokonaisturvallisuustilasto onnettomuuksien todennäköisyytenä yksikköä kohden lausuttuna huononee. Jo nyt rakenteilla oleviin voimaloihin on tehty parannuksia tutkimuksessa analysoituihin voimaloihin nähden.

2.20 Miten voidaan tietää, että tutkimuksessa on käsitelty kaikki mahdolliset onnettomuudet?

Tutkimuksesta suuri osa uhrattiin varmistamaan, että tutkimukseen oli todella sisällytetty kaikki tärkeät onnettomuudet yleistä riskiä määritettäessä. Tutkimuksessa nojaututtiin yli 20 vuoden kokemukseen, joka on saatu mahdollisten reaktorionnettomuuksien tunnistamisessa ja analysoinnissa. Tutkimus meni myös huomattavasti aikaisempia analyysejä pitemmälle tarkastelemalla suurta joukkoa aikaisemmin analysoimattomia vikoja. Esimerkiksi tässä on analysoitu sydämen sulamiseen johtavia reaktorijärjestelmien vikoja sekä sulamisen seurauksiin vaikuttavia rikkoja. Ensimmäistä kertaa tutkittiin myös suuren teräksisen reaktoriastian rikkoutu-

misen mahdollisia seurauksia. Samoin tutkittiin ulkoisten voimien kuten maanjäristysten, tulvien ja pyörremyrskyjen todennäköisyyttä onnettomuuksien aiheuttajina.

Lisäksi on muitakin tekijöitä, jotka luotettavasti osoittavat, että tässä tutkimuksessa on käsitelty kaikki merkittävät onnettomuudet. Näitä ovat: 1) ydinvoimaloiden kaikkien merkittävien radioaktiivisuuden lähteiden mukaanotto, 2) se tosiasia, että suuri radioaktiivisuuden päästö voi sattu ainoastaan reaktorin polttoaineen sulaessa ja 3) niiden tekijöiden tunteminen, jotka voivat aiheuttaa polttoaineen sulamisen. Tämä käsittelytapa johti siihen, että tuhansia onnettomuuteen mahdollisesti johtavia tilanteita tutkittiin, jotta tunnistettaisiin väestön riskin määrittelevät onnettomuudet. Vaikka ei voida todistaa, että tutkimukseen on sisällytetty kaikki mahdolliset väestön riskiin vaikuttavat onnettomuusketjut, mahdollisten peräkkäisten onnettomuustilanteiden systemaattisen tarkastelun vuoksi on hyvin epätodennäköistä, että joku kokonaisriskiin vaikuttava onnettomuus olisi jätetty huomiotta.

2.21 Minkälaisia reaktorionnettomuuksia koskevat laskelmat ovat verrattuna paljon vakavampia seurauksia ennustaviin aikaisempiin tutkimuksiin?

Aikaisemmista reaktorionnettomuuksia käsitelleistä tutkimuksista tärkein (WASH - 740) julkaistiin vuonna 1957 AEC:n toimesta ennenkuin kaupallisia ydinvoimaloita oli toiminnassa. Täten kyseinen tutkimus ei pystynyt kovin tarkasti

selvittämään reaktorionnettomuuksien teknisiä yksityiskohtia ja tutkimuksen pääasiallisena tarkoituksena olikin maksimoida onnettomuuden mahdolliset seuraukset. Tämä oli tarpeen, koska tutkimus oli tarkoitettu perustaksi kongressille sen suunnitellessa väestölle riittävää turvaa mahdollisen onnettomuuden varalta.

WASH - 740 -tutkimuksessa nojaututtiin reaktoriin, joka kehitti 500 miljoonaa wattia (megawattia) termistä energiaa, kun nykyiset reaktorit ovat n. 3200 megawatin laitoksia. Aikaisempien arvioiden vertaamiseksi tämän tutkimuksen realistisempiin arvioihin laskelmat tehtiin 500 megawatin reaktoria varten kyseisen reaktorin turvallisuustutkimuksen pohjalta. Tulokset on esitetty allaolevassa taulukossa.

VERRATAAN WASH - 740:SSÄ LASKETTUJA WASH - 1400:SSA
ENNUSTETTUIHIN 500 MW:N REAKTORIN ONNETTOMUUKSIIN

Parametri	WASH - 740 Huippu	WASH - 1400	
		Huippu	Keskiarvo
Akuuttiset kuolemantapaukset Akuutti sairaus Kokonaisvahingot (biljoona dollaria) Esiintymisen yhtä reaktori- vuotta kohden	7 ¹	1.7 ² Yksi bil- joonasta	0.51 ² Yksi/10000

1 Arvo vuoden 1957 dollareissa

2 Arvot ovat vuoden 1973 dollareissa. Vuoden 1957 dollareissa lausuttuna nämä arvot olisivat noin 2/3 ilmoitetuista arvoista.

Tulosten poikkeavuus toisistaan voidaan selittää seuraavasti:

1. Tässä tutkimuksessa nojaututtiin todellisiin väestölukuihin, jotka saatiin todellisten reaktorien lähialueiden väestönlaskentatoimistoista. WASH - 740 sovelsi arvioituja väestölukuja, jotka olivat paljon korkeampia.
2. Tutkimuksessa WASH - 740 oletettiin 50 % kaikesta sydämen radioaktiivisuudesta pääsevän ympäristöön. Tässä tutkimuksessa on nojaututtu saatavissa olleisiin kokeellisiin tietoihin ja niiden perusteella todettu fysikaalisesti mahdottomaksi saada yhtä suuria sydämen kokonaispäästöjä kuin WASH - 740:ssa mainitut.
3. WASH - 740:ssa ei otettu huomioon väestön evakuointia. Kokemus kuitenkin osoittaa evakuoinnin erittäin todennäköiseksi ja se sitäpaitsi merkittävästi vähentäisi mahdollisen onnettomuuden jälkiseurauksia.
4. Mahdollisessa reaktorionnettomuudessa radioaktiivisuus vapautuisi samanlaisena pilvenä kuin savupiipuista tulevat savupilvet. Radioaktiivisuudessa on riittävästi lämpöä, jotta pilvi pääsee nousemaan, jolloin radioaktiivisuuden pitoisuus lähellä maanpintaa pienenee. Tämä ilmiö hieman vähentää seurausten vaikutusta. Tutkimuksen WASH - 740 laskelmiin kyseistä efektiä ei sisällytetty.

2.22 Mitä tekniikkaa tutkimuksen suorittamisessa käytettiin?

Tutkimuksessa sovellettiin uusimpia, USA:n puolustusministeriön ja ilmailu- ja avaruushallituksen viimeisen vuosikymmenen aikana kehittämiä menetelmiä ja tekniikoita. Näitä kutsutaan tapahtuma- ja vikapuiksi ja niiden avulla määritellään mahdolliset onnettomuuteen johtavat tapahtumistodennäköisyydet.

Tapahtumapuun määrittelee laitoksessa tapahtuvan lähtövian. Sitten se tarkastelee seuraavaksi tapahtuvaa tapahtumaketjua, johon vaikuttavat erilaisten sydämen sulamista ja radioaktiivisuuden leviämistä estämään tarkoitettujen järjestelmien toimiminentai viallisuus. Tässä tutkimuksessa käytettiin tapahtumapuita määrittelemään tuhansia onnettomuuteen mahdollisesti johtavia tapahtumaketjuja, joiden esiintymistodennäköisyys sekä niiden aiheuttamat radioaktiiviset päästöt määrättiin.

Vikapuiden avulla määrättiin tapahtumapuun määrittelemien eri järjestelmien vioittumistodennäköisyydet. Vikapuussa määrittellään ensiksi ei - toivottu tapahtuma, jollainen on esimerkiksi järjestelmän toimintakyvyttömyys. Tämän jälkeen vikapuun soveltaen teknistä ja matemaattista logiikkaa määrää, millä eri tavoin järjestelmä voi vikaantua. Käyttämällä hyväksi ensiksi tietoja 1) sellaisten komponenttien kuten pumppujen, putkien ja venttiilien vikaantumisesta, toiseksi 2) käyttäjän tekemien virheiden todennäköisyydestä sekä kolmanneksi 3) virheellisen huollon todennäköisyydestä, pystytään arvioimaan järjestelmävirheen todennäköisyys, vaikkei tietoja kokonaisjärjestelmävirheestä olisikaan saatavissa.

Useiden mahdollisten onnettomuuksien jälkiseuraukset arvioitiin soveltamalla radioaktiivisten päästöjen todennäköisyyttä ja laajuutta koskevia tietoja sekä eri sääolosuhteiden ja väestöjakaumien todennäköisyyksiä reaktorin läheisyydessä.

2.23 Miten tutkimuksen tulokset tulevat vaikuttamaan turvallisuuskysymyksiin liittyvässä päätöksenteossa?

Tämä tutkimus pyrkiessään riskien arviointiin on luonut uuden perustan reaktoriturvallisuuden ymmärtämiselle. Monet käytetyistä tekniikoista kuitenkin kehitettiin ja niitä käytettiin vain kokonaisriskin arviointiin eikä niitä voida suoraan soveltaa turvajärjestelmien optimointiin tai niiden tai reaktorien sijoituspaikkojen sopivuuden arvioimiseen. Vaikka tutkimuksessa kehitetyt tekniikat saattavatkin joskus soveltua yllämainittuihin tarkoituksiin, ne vaativat lisää kehitystyötä ennenkuin ne voivat tehokkaasti hyödyttää päätöksentekoa turvallisuuskysymysten piirissä.

Päätöksentekoprosessit ovat useilla aloilla ja varsinkin turvallisuuskysymyksissä hyvinkin monimutkaisia eikä prosessia pitäisi löyhin perustein vaihtaa uuteen. Näin on erikoisesti silloin, kun on jo saavutettu hyviä tuloksia turvallisuudessa, kuten onkin asianlaita ydinvoimaloista puheenollen. Kvantitatiivisten tekniikoiden käyttö riskiin liittyvässä päätöksenteossa on vielä alkuvaiheessaan. Näyttää ilmeiseltä, että lähitulevaisuudessa on uhrattava kvantitatiivisten tekniikoiden hyväksi huomattavan paljon kehitystyötä ennenkuin niitä voidaan käyttää tehokkaasti hyväksi turvallisuuskysymyksiin liittyvässä päätöksenteossa.

THE HIGH TEMPERATURE
GAS-COOLED REACTOR

Basic Design Features and Future
Development Aspects

D. Bedenig
GENERAL ATOMIC EUROPE
Zurich

presented at

December Meeting of the Finnish-Nuclear Society
Helsinki, December 19, 1974

1. INTRODUCTION

The main feature of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor (HTGR) - which is the reason for its name - is the high temperature level of its core coolant, being higher than in any other reactor system. The basis for this HTGR key quality is the favourable combination of materials or media in the core. Graphite is used for moderation, fuel containment, and core structure and helium as coolant. Thereby the temperature restrictions imposed both by liquid coolants and moderators and by metallic cladding are removed. Some of the main advantages of the commercial steam cycle HTGR, such as

- higher thermal efficiency and therefore lower thermal discharge
- better safety qualities and
- lower cooling water requirements

as compared with any other present reactor system are direct consequences of this favourable material combination. In addition, the use of ceramic materials - the fuel is also used in ceramic form - and of a non corrosive noble gas, also allows for further increase of core outlet in temperature with respect to advanced applications.

This paper outlines the technical concept of the HTGR, briefly mentions its development and indicates future aspects of this reactor line. It also presents some key differences to the Light Water Reactor (LWR).

2. THE HTGR CONCEPT

The fundamental characteristic of the material combination in the HTGR core has already been mentioned. A further characteristic feature - different from the LWR - is the use of fuel in form of "coated particles" which later will be described in more

detail. Nearly all of the fission products are retained at the place of their birth, the fuel kernels, by means of high density ceramic coatings.

The high core outlet temperature enables a high thermal efficiency - 39 % in the case of the HTGR as compared with 33 % of the LWR. The HTGR therefore rejects about 25 % less waste heat to the environment than does an LWR of the same electrical output.

Another characteristic HTGR feature is the good neutron economy and fuel utilization, especially with the so-called thorium fuel cycle. This fuel cycle adds not only the vast deposits of the thorium to the world's nuclear fuel reserves but also permits those reserves to be used more efficiently in that the U-233 bred from thorium has much better nuclear characteristics than does either U-235 or Pu-239 in a thermal reactor. Thus, the yearly requirements of uranium ore are significantly smaller than for an LWR of the same size - over the 40-year life of the reactor, the HTGR will use approximately 40 % less U_3O_8 as is required for an LWR. The separative work requirements are essentially the same for both. Therefore the fuel cycle costs of the HTGR are much less dependent on the market price of uranium ore - which increased considerably within the last year for deliveries in the early eighties. Furthermore, the high fuel burnup of the HTGR core enables a long fuel residence time in the reactor, which amounts to 4 years for large plants with annual reloading. All these factors have a beneficial effect on the fuel cycle cost.

A further characteristic of the HTGR is the high degree of its inherent safety. Since the HTGR heat capacity is in the core rather than in the coolant - and is very high because of the large quantities of graphite - all temperature transients caused by postulated reactivity increases or coolant interruptions occur with very large time constants

as compared with the LWR (Fig. 1). Furthermore, the HTGR coolant poses no problems connected with phase changes like e.g. water, and even in case of a postulated depressurization accident coolant at ambient pressure is always available. As will be discussed later, the whole primary circuit of the large HTGR plants is arranged within a Prestressed Concrete Reactor Vessel (PCRVR), which - due to its properties and the redundancy of the stressing members - provides a particularly high degree of safety against a sudden depressurization.

The technical characteristics of the HTGR concept mentioned above also lead to a particularly small release of radioactivity to the environment. This feature, together with the lower waste heat discharge, make this reactor especially friendly towards the environment which eases the siting of HTGR power plants.

3. THE DEVELOPMENT OF HTGR POWER STATIONS

As with other basically new systems, the HTGR had to pass through three phases of development which are characterized by the designations prototype plant, demonstration plant and, finally, commercial plant. In the first phase the Dragon Reactor Experiment in England, the Peach Bottom Prototype Power Plant in the USA and the AVR Experimental Power Plant in Germany have confirmed the HTGR concept and have yielded very encouraging operational experience during the last years. The Dragon reactor, a joint undertaking by the OECD-countries, represents a reactor experiment without electricity generation, which attained its full thermal power of 20 MW(t) in April of 1966. Peach Bottom, which was designed for an electric power output of 40 MW(e), started full power operation in June 1967 (Fig. 2). The AVR

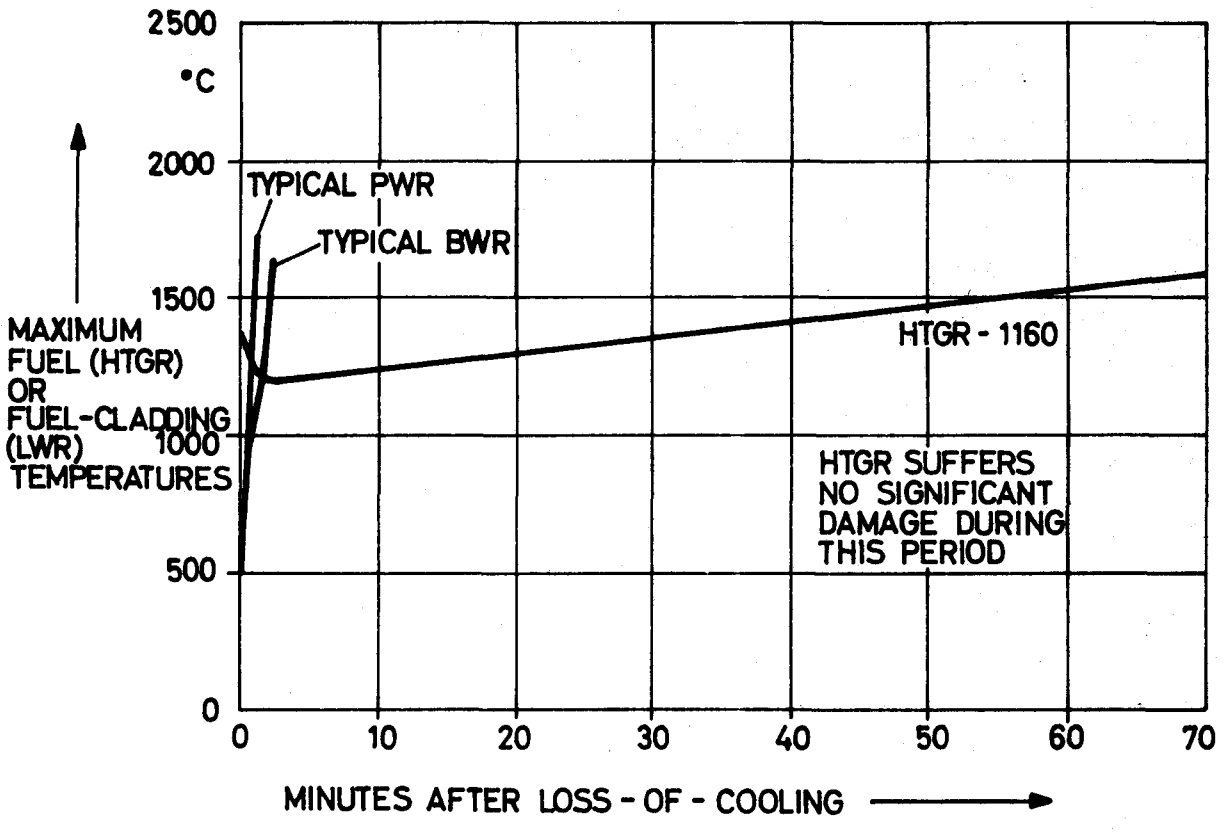


FIG.1 LOSS-OF-COOLING ACCIDENT FOR LWR AND HTGR WITHOUT AUXILIARY CORE COOLING (HYPOTHETICAL ACCIDENT)

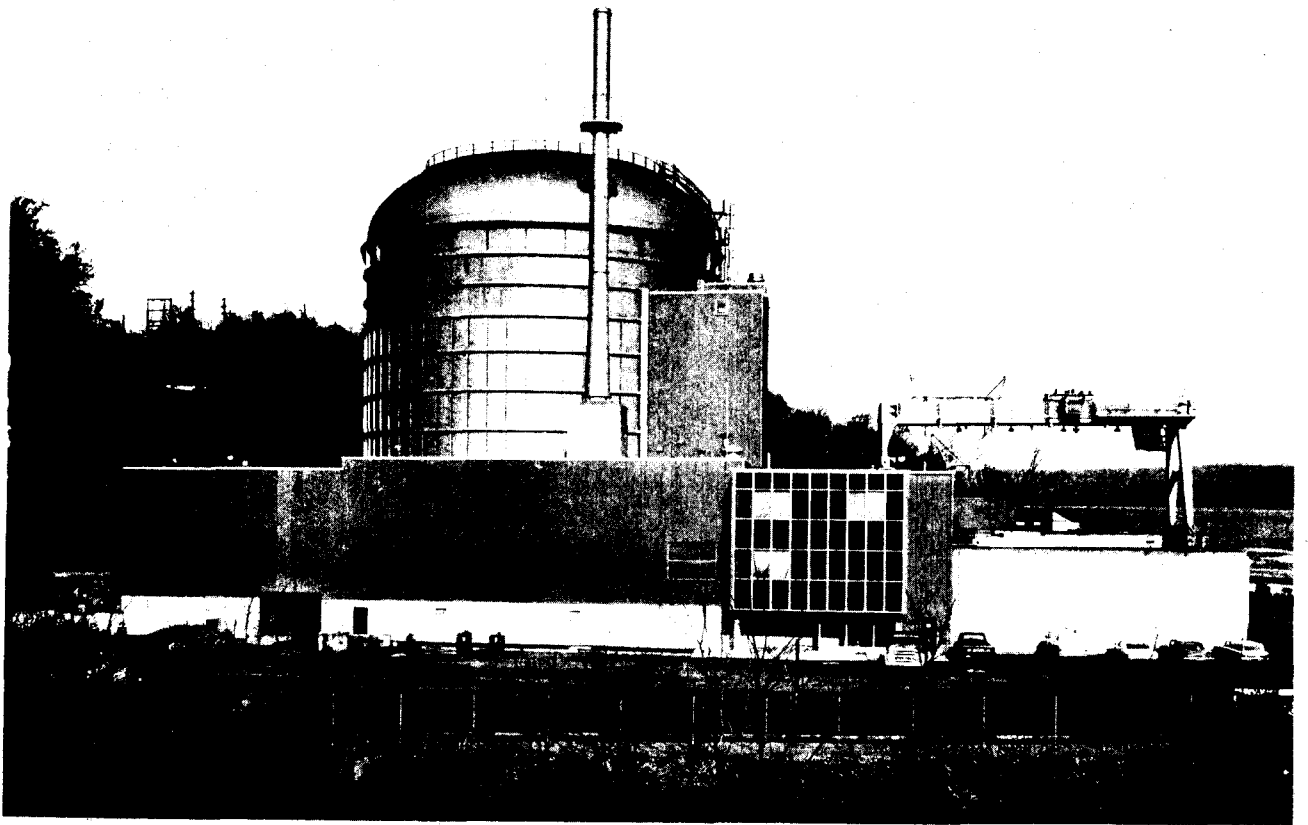


FIG. 2 View of Peach Bottom

power station having an output of 15 MW(e), which is characterized by the spherical shape of its fuel elements (pebble-bed reactor) is feeding energy into the grid since December 1967 (Fig. 3).

The second phase is represented by the 330 MW(e) Fort St. Vrain (FSV) demonstration plant as well as by the 300 MW(e) THTR power station. FSV (Fig. 4), located near Denver, Colorado, reached criticality on January 31, 1974 and has just finished the so-called "Hot Physics Tests". The final part of the start-up program, the "Rise to Power Program" will start early next year. The power level of the plant will be stepwise increased, first in rather small load intervals, later in larger ones, until the full power operation is expected to be reached later in spring of next year.

The THTR plant is a pebble-bed reactor like AVR and is presently under construction in Uentrop, Germany.

The third phase was attained by the ordering of large HTGR power stations by private utilities in the USA for a total of around 8500 MW(e). These plants are scheduled for commercial operation in 1981 - 85.

The experience gained with Peach Bottom and AVR is very encouraging. Their availability, as presented in Fig. 5 is very satisfactory, especially when taking into account that both were used as test beds for fuel element testing and AVR also for other tests like plate-out experiments.

Peach Bottom recently was finally shut down after full burn-up of its second core. A post-operation program to investigate plate-out, activity of components etc. will further add to the large HTGR experience gained with this plant. The total pri-

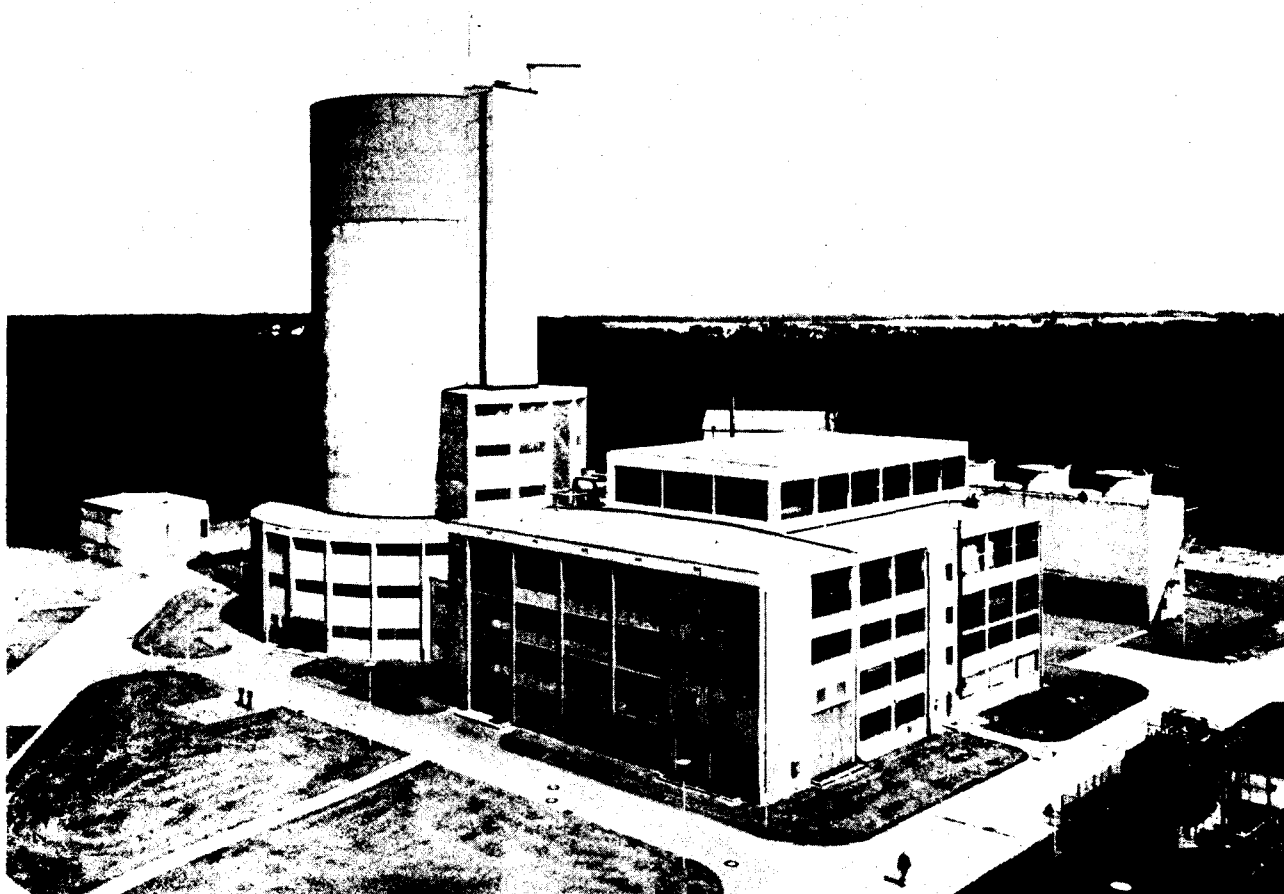


FIG. 3 View of AVR

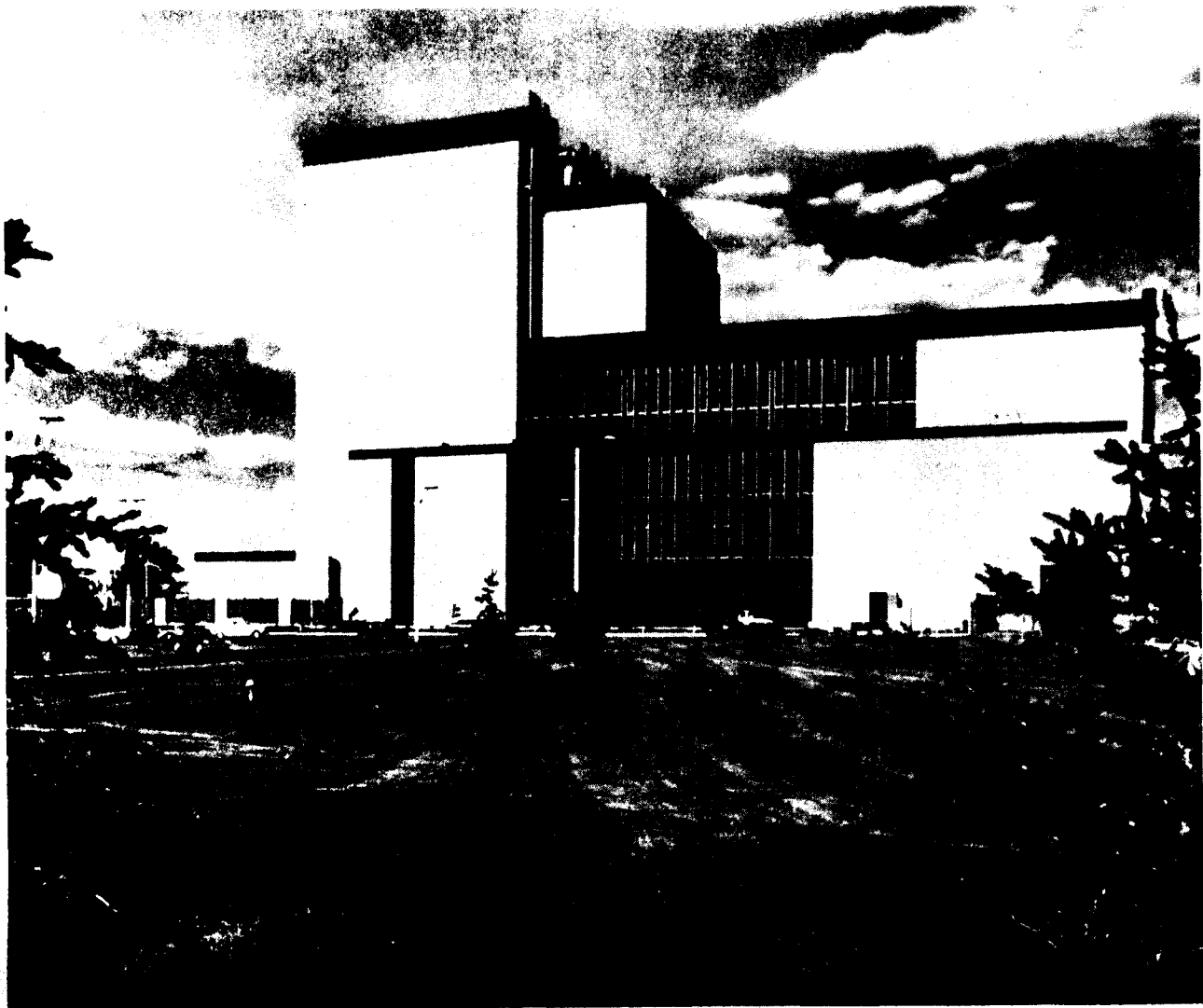


FIG. 4 View of Fort St. Vrain

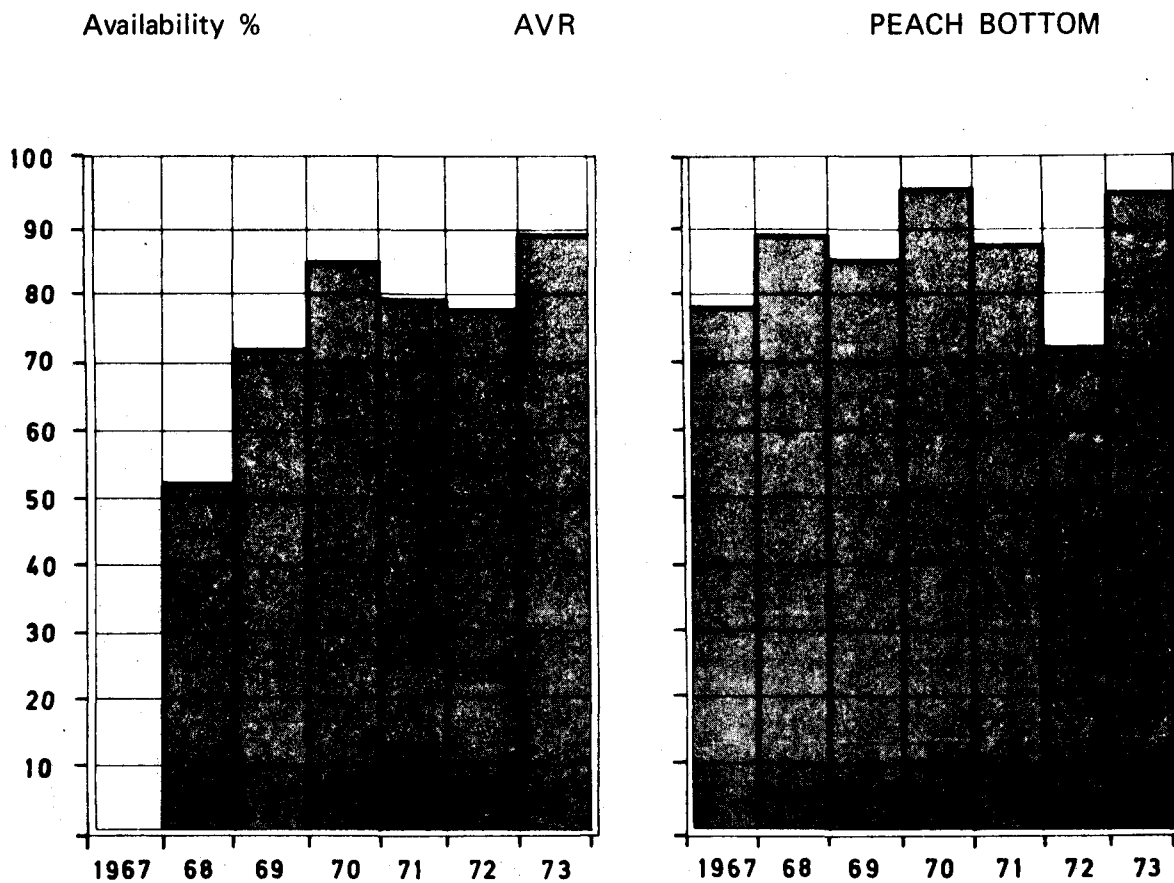


FIG. 5 Availability of AVR and PEACH BOTTOM

mary coolant activity level remained below 0,5 Ci until final shut down - a very small level, not only when compared to the design activity level of 4200 Ci.

The activity levels of AVR are also very low and its core outlet temperature was raised in 1974 to 950°C.

4. CHARACTERISTICS OF THE LARGE HTGR POWER PLANTS

Simultaneously with work on the Fort St. Vrain project, General Atomic embarked on the development of large size HTGR plants. Currently, GA is offering two designs : one consisting of four primary coolant loops and a core with a thermal power of 2000 MW(t) which will generate approximately 770 MW(e), and the second consisting of six primary coolant loops and a 3000 MW(t) core which will generate about 1160 MW(e). In addition, work has begun together with the utility Southern California Edison and with the architect engineer Bechtel on a 3800 MW(t) HTGR which will generate about 1500 MW(e). This is the largest unit output obtainable from any present reactor system based on the current limitations of core thermal power set by the US Atomic Energy Commission, and can be obtained thanks to the high thermal efficiency of the HTGR. In comparison, the maximum output of an LWR amounts to about 1300 MW(e).

4.1. GENERAL ARRANGEMENT

An overall view of a large HTGR power plant is shown in Fig. 6. The major plant structures are the containment building enclosing the majority of the nuclear steam system, the turbine building, the reactor service building containing fuel storage and nuclear steam system auxiliary equipment, and the plant

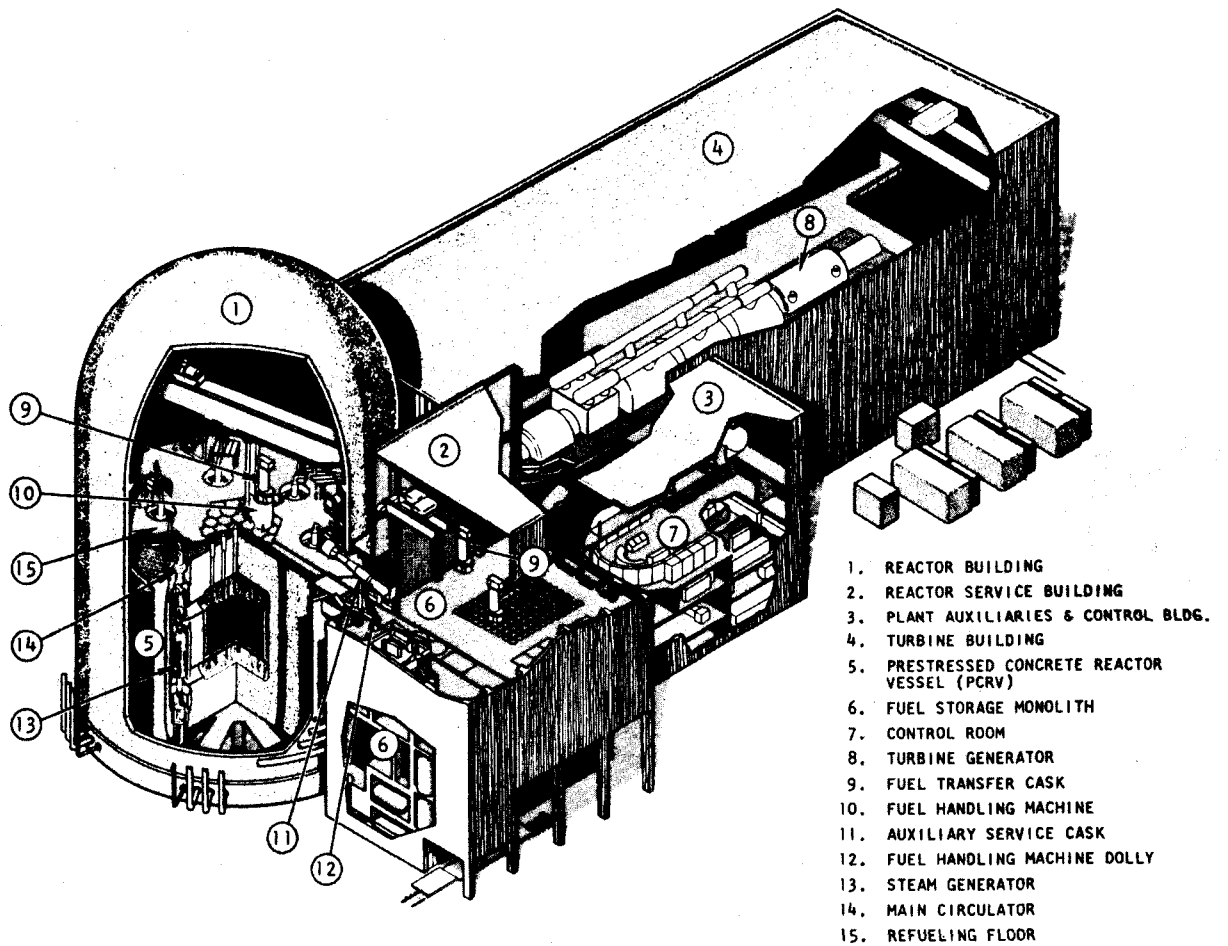


FIG. 6 Representative plant arrangement for an 1160 MW(e) HTGR power plant

control building containing the control room and electrical equipment. The general arrangement of the nuclear steam supply system within the PCRV is shown in Fig. 7. The main difference to Fort St. Vrain consists in the use of a multicavity PCRV (pod boiler concept) for the large plant instead of a monocavity PCRV. The reactor core, reflector, control rods, and internal structures - all quite similar to the Fort St. Vrain design - occupy the central cavity. The separate main cooling loops - containing the main circulators and steam generators - occupy cavities which are spaced around the central cavity and are connected to it by insulated radial ducts. Process and service connections to the steam generator units are made through penetrations at the bottom of the PCRV, and connections to the circulators are made at the top. In addition to the main cooling loops, these large plants are provided with a number of auxiliary cooling loops which are completely independent and which ensure core cooling in case the main cooling loops are not available. The components of the auxiliary loops, i.e. the auxiliary circulators and heat exchangers which are of different design than the corresponding main loop components, are arranged in additional cavities in the side wall of the PCRV.

4.2. PCRV

Use of the PCRV is a characteristic feature of large gas-cooled reactors. The large HTGR PCRV consists of a reinforced concrete body, vertically prestressed by large tendons and circumferentially prestressed by layers of strand wound into channels at the outer surface of the cylindrical wall. Its inner surface is sealed by a cooled, thermally insulated steel membrane, the so-called liner.

The application of this type of reactor vessel provided for the first time in reactor development an inherently safe containment

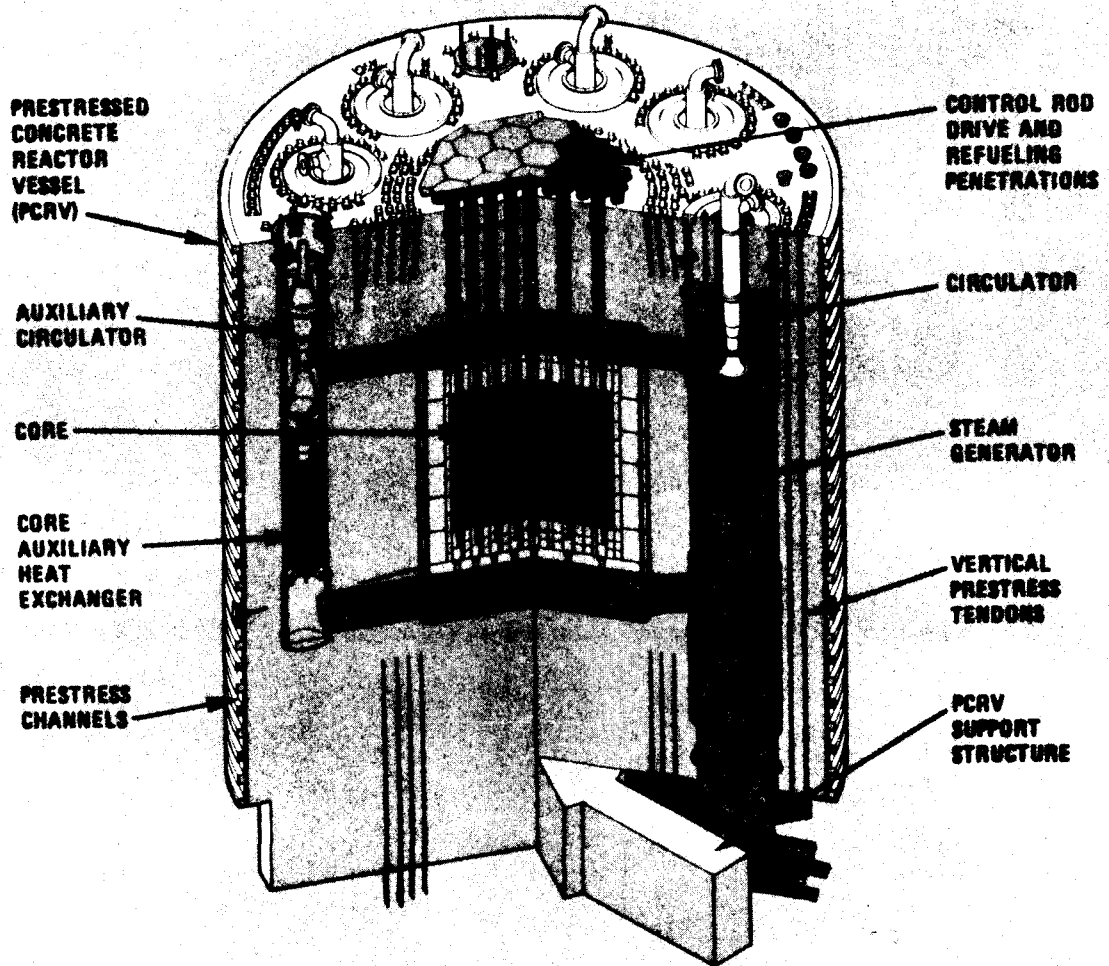


FIG. 7 HTGR 3000 MW(th) nuclear steam system

system, capable of fabrication to the largest sizes needed. More specifically, the integrity of this type of vessel does not depend on the tensile properties of a continuous shell subject to possible propagation of local damage and to the effects of irradiation, but rather on a highly redundant system of tendons outside the high irradiation and temperature fields and available for in-service inspection and individual replacement if necessary.

The PCRV adds further safety advantages to the HTGR providing significant additional margins to protect the health and safety of the public under hypothetical accident conditions. PCRV rupture is an extremely improbable event because every strength member is independent and redundant. Furthermore the PCRV is designed for an accident pressure of twice the normal operating pressure. Any liner crack that might occur could only produce slow gas leaks. Possible cracks in the concrete are self-closing after a slight reduction in internal pressure. Complete depressurization can only occur through the failure of a penetration, which has an extremely low probability. Penetration flow restrictors prohibit rapid gas release in such an event, so that no structural core damage can occur.

4.3. CORE

The HTGR fuel element is a hexagonal graphite block, with an internal array of longitudinal fuel holes and coolant channels (Fig. 8). The block is 36 cm across the flats and 79,3 cm long. The properties of graphite are such that its strength actually

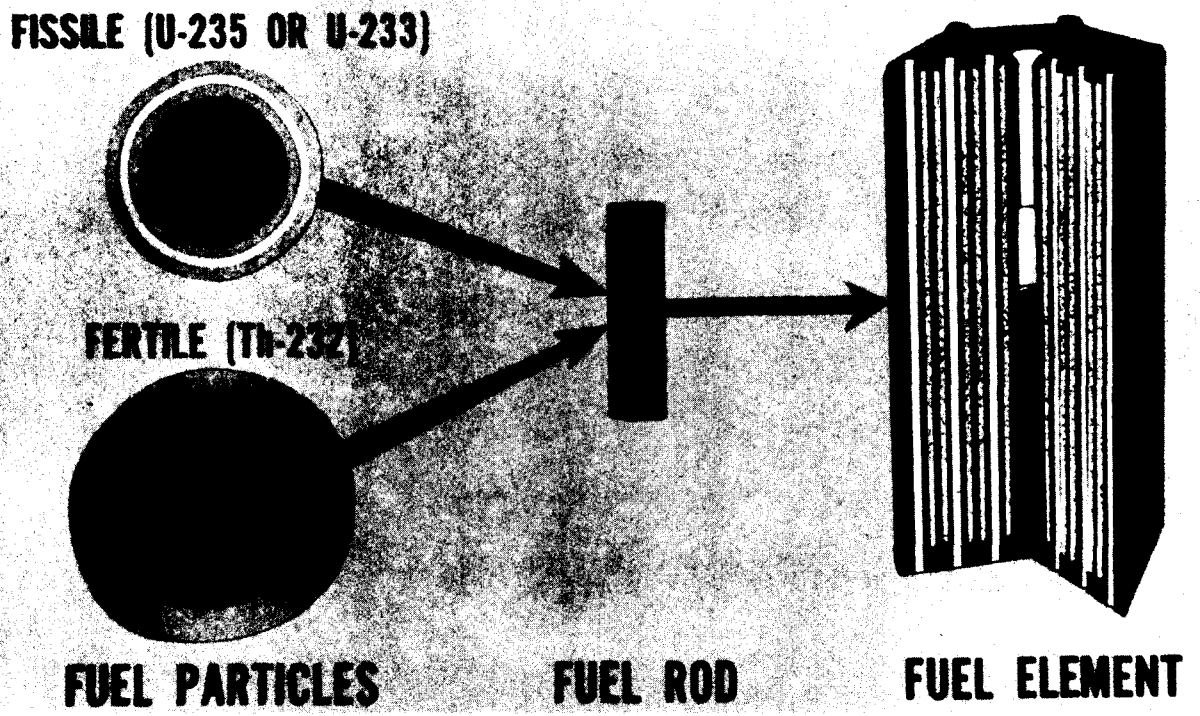


FIG. 8 HTGR fuel components

i n c r e a s e s with temperature. Unlike water reactors with metal fuel cladding, operating temperatures of HTGR graphite are far below the point where change in phase begins. The graphite fuel blocks - nearly 4000 in the case of the 1160 MWe HTGR - are stacked in columns of eight each. This axially segmented arrangement facilitates fabrication, handling, and refueling. The active region is surrounded by graphite reflector blocks and supported by graphite structural members.

The fuel holes of the graphite blocks contain fuel rods that are made of graphite and ceramic fuel particles. These particles are multilayered with pyrolytic coatings - and therefore called "coated particles" - to ensure a high degree of fission product confinement. A porous inner pyrolytic carbon layer ("buffer zone") accommodates the expansion of the irradiated fuel and provides storage space for gaseous fission products, thereby minimizing the build-up of internal pressure during fuel burn-up. The outer layer acts as a fission-product retention barrier and provides structural strength. The particle coating functions as miniature pressure vessels.

Two types of coating arrangements are used in the large HTGR. The fertile thorium particle and later on the reprocessed U-233 fissile particle have only a single pyrolytic carbon outer coating (BISO particle, two types of coatings). The fissile U-235 particle has an additional type of coating, a silicon carbide layer, sandwiched between two pyrolytic carbon coatings (TRISO particle, three types of coatings). The diameter of both particle types is about half a millimeter. The two coating types simplify the head end of reprocessing by providing mechanical separation of the desirable U-233 bred from thorium and the residual U-235 which is contaminated with U-236 at discharge.

The small size of the coated particle microspheres allowed for an unprecedented fuel irradiation program which has proven the reliability of these coatings at conditions exceeding those encountered in service.

The first advantage of the all-ceramic HTGR core - to contribute importantly to the high-temperature integrity of the reactor system - was already mentioned. Its second important advantage consists in the improvement of the system's neutron economy by eliminating major sources of parasitic neutron capture.

The HTGR core operates at high specific power - approximately 80 kW of heat per kg of heavy metal inventory - and with very high fuel burnup - in the range of 100 000 MWd per ton of heavy metal - as mentioned before. The mean power density is 8,4 MW/m³.

The core of the HTGR has a negative temperature coefficient of reactivity at all temperatures of interest - i.e., as the temperature increases, the rate of fission decreases. Also, because helium is transparent to neutrons and does not contribute to the reactivity of the system, changes in coolant density do not affect reactivity control. These features, along with the large core heat capacity mentioned earlier, contribute significantly to the safety aspects of the system and ease reactor control.

4.4 COOLANT FLOW AND SECONDARY CIRCUIT

The schematic flow diagram of a large HTGR power plant is shown in Fig. 9. Helium at a temperature of 338°C and a pressure of 48 bar is discharged from the helium circulators

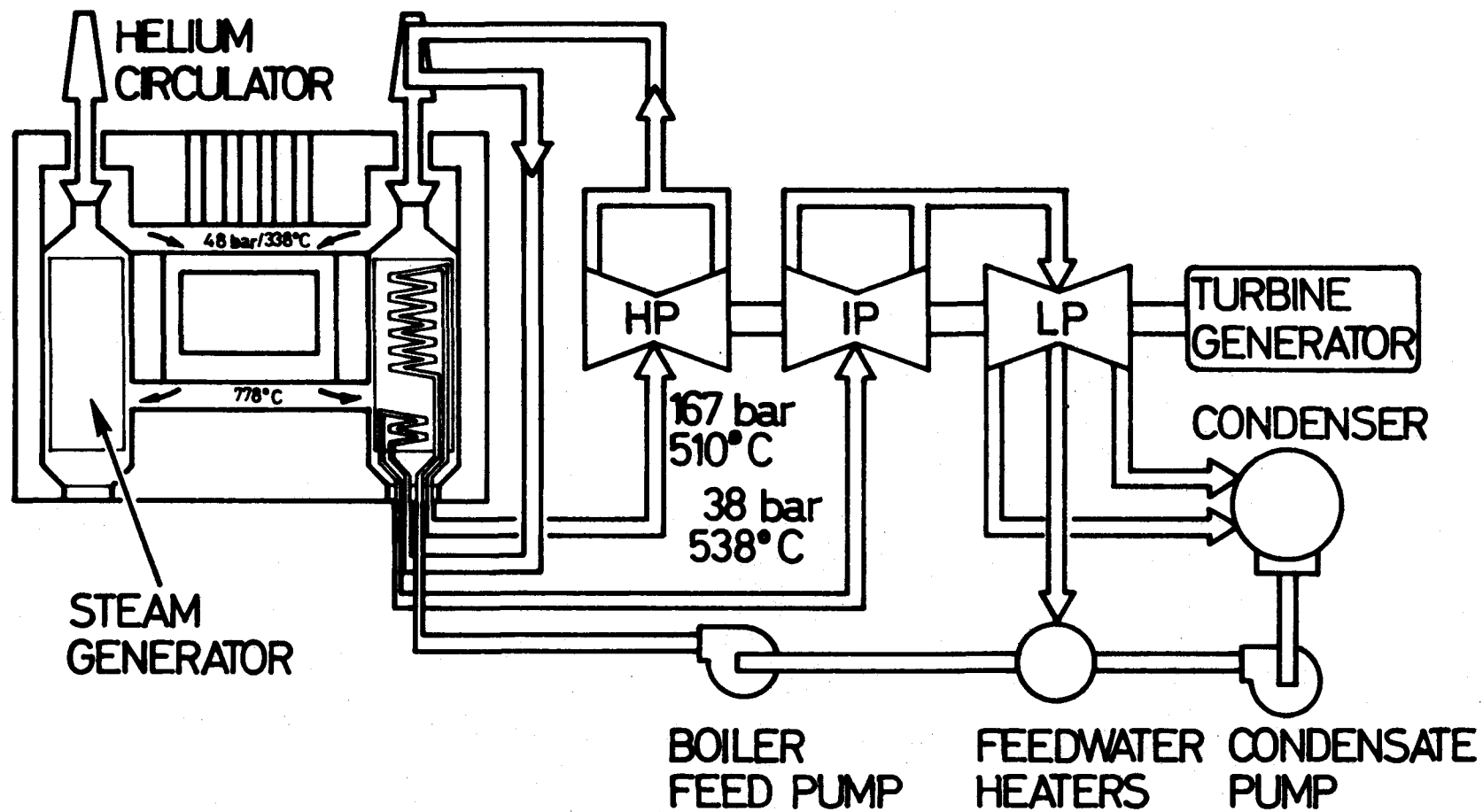


FIG. 9 Schematic flow diagram of a large HTGR power plant

at the top of the side-wall cavities and flows through radial ducts to the top of the core cavity. The helium then flows down through the core and exits into the lower plenum at a temperature of 778°C . From there, the hot helium flows through radial ducts to the steam generators, where it transfers the heat generated in the reactor core to the secondary circuit. The helium then returns to the circulators, thereby ending its path through the primary circuit.

In the secondary circuit, feedwater at 190°C is converted to superheated steam in the steam generators and is piped to the high-pressure turbine. The steam conditions at the turbine throttle valve are 167 bar/ 510°C . The steam flows through the high-pressure turbine and then returns to the nuclear steam system. Before entering the reheater portion of the steam generators, the steam provides the power to drive the steam turbines of the helium circulators. This arrangement is the same as for FSV. The temperature of the steam is increased to 538°C in the reheaters, and from there the steam returns to the intermediate-pressure and then to the low-pressure section of the turbine. The steam is then condensed and the condensate is pumped through three stages of feedwater heaters back to the steam generators.

The overall plant behaviour of a large HTGR power station is, in many respects, fairly conventional. The turbine plant is much like a modern fossil-fired power plant with corresponding steam conditions and consequently high thermal efficiency.

Table 1 shows a comparison of typical LWR and HTGR steam cycle conditions with identical electrical output.

LARGE HTGR COMPARATIVE CYCLE CONDITIONS

	BWR	PWR	HTGR
Thermal output, MWt	3475	3475	3000
Throttle steam conditions, bar/°C	69/280	70/280	167/510
Degree of superheat, °C	None	None	140
Turbine throttle flow, t/hr	~ 7000	~ 7000	3600
Net plant efficiency, %	33.5	33.5	39.0

Since the steam flow in the HTGR turbine plant is approximately one-half the steam flow in a water reactor, all equipment associated with the steam and feedwater cycles is smaller in size and, therefore, easier to maintain.

5. FUTURE POTENTIAL OF THE HTGR

In contrast to the LWR which is operating close to its technological limits, one of the major attractions of the HTGR system consists of its large and broad potential for future applications, and in the key role of its associated helium technology for

future advanced reactor systems in the fast breeder as well as in the thermonuclear fusion reactor fields. Today's large HTGR plants with steam cycle are forming the base for HTGR plants with direct cycle gas turbines, as well as for HTGR plants which will produce nuclear process heat in large scale (HTR-P). In the fast breeder reactor field, the helium systems and component technology of today's large HTGR plants form a fundamental part of the basis of the Gas-Cooled Fast Breeder Reactor (GCFR), which is presently gaining increased recognition as a most promising alternative to the Liquid Metal-Cooled Fast Breeder Reactor.

As can be seen today, the following requirements will be imposed on future reactor systems :

1. Reduction of environmental impact, especially reduction of thermal discharge.
2. Connected to this requirement : reasonable use of rejected heat for district heating purposes etc.
3. Conservation of uranium reserves by nuclear reactors with high conversion ratios or by breeders.
4. Production of synthetic fuels by means of nuclear process heat.
5. Hydrogen production.

All these requirements can be met by the HTGR-line which clearly indicates its future potential (Fig. 10). The different members of this line, their interdependence and probable time sequence of realization is schematically shown in Fig. 11 - the "Family Tree" of helium-cooled reactor systems.

	HTGR	HHT	HTR-P	GCFR
• REDUCTION OF THERMAL POLLUTION (DRY COOLING)	●	●	●	●
• NUCLEAR DISTRICT HEATING		●		
• CONSERVATION OF URANIUM	●	●		●
• PRODUCTION OF SYNTHETIC FUELS			●	
• PRODUCTION OF HYDROGEN			●	

FUTURE REQUIREMENTS ON REACTORSYSTEMS AND THE HTGR-LINE

FIG. 10 Future requirements on reactor systems and the HTGR - line

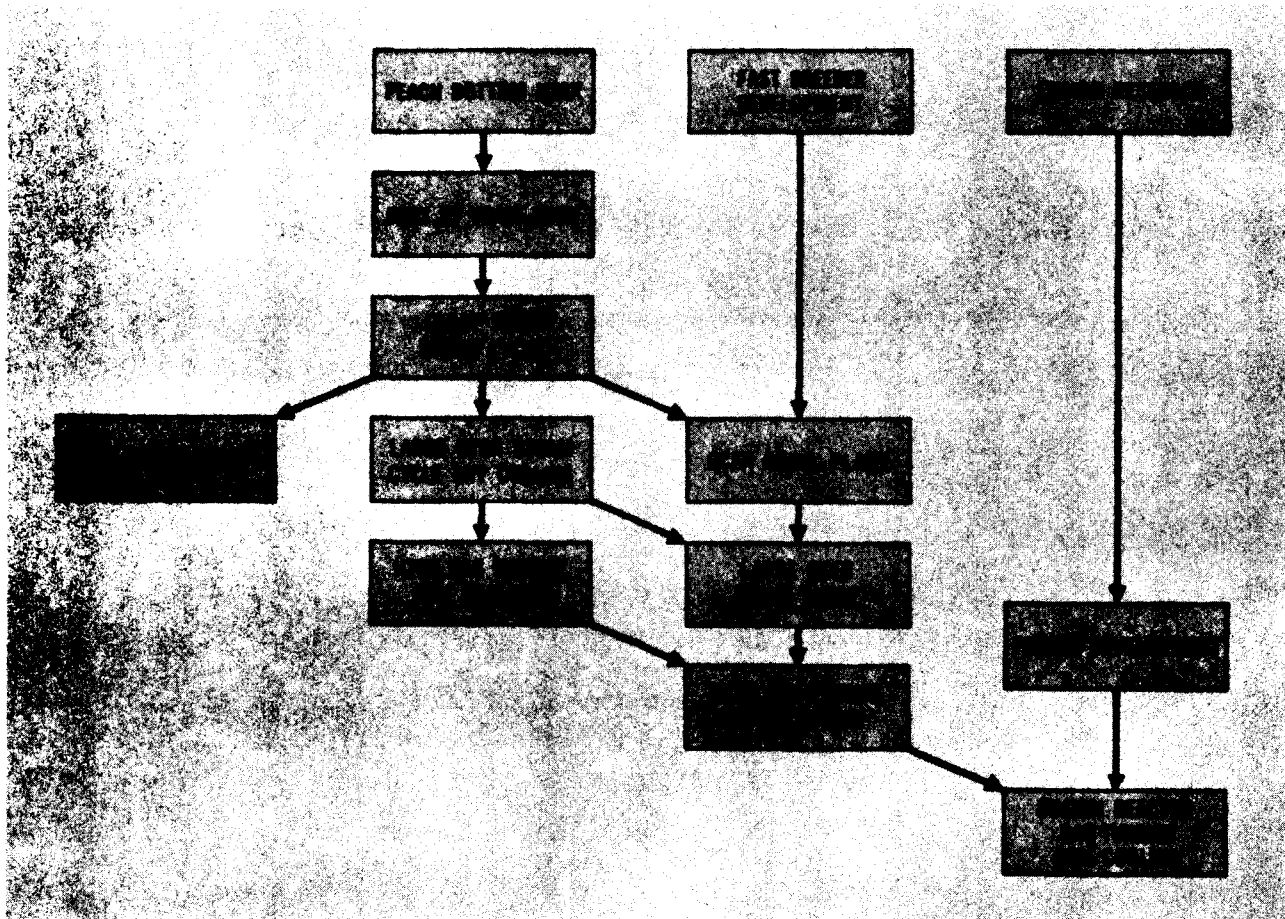


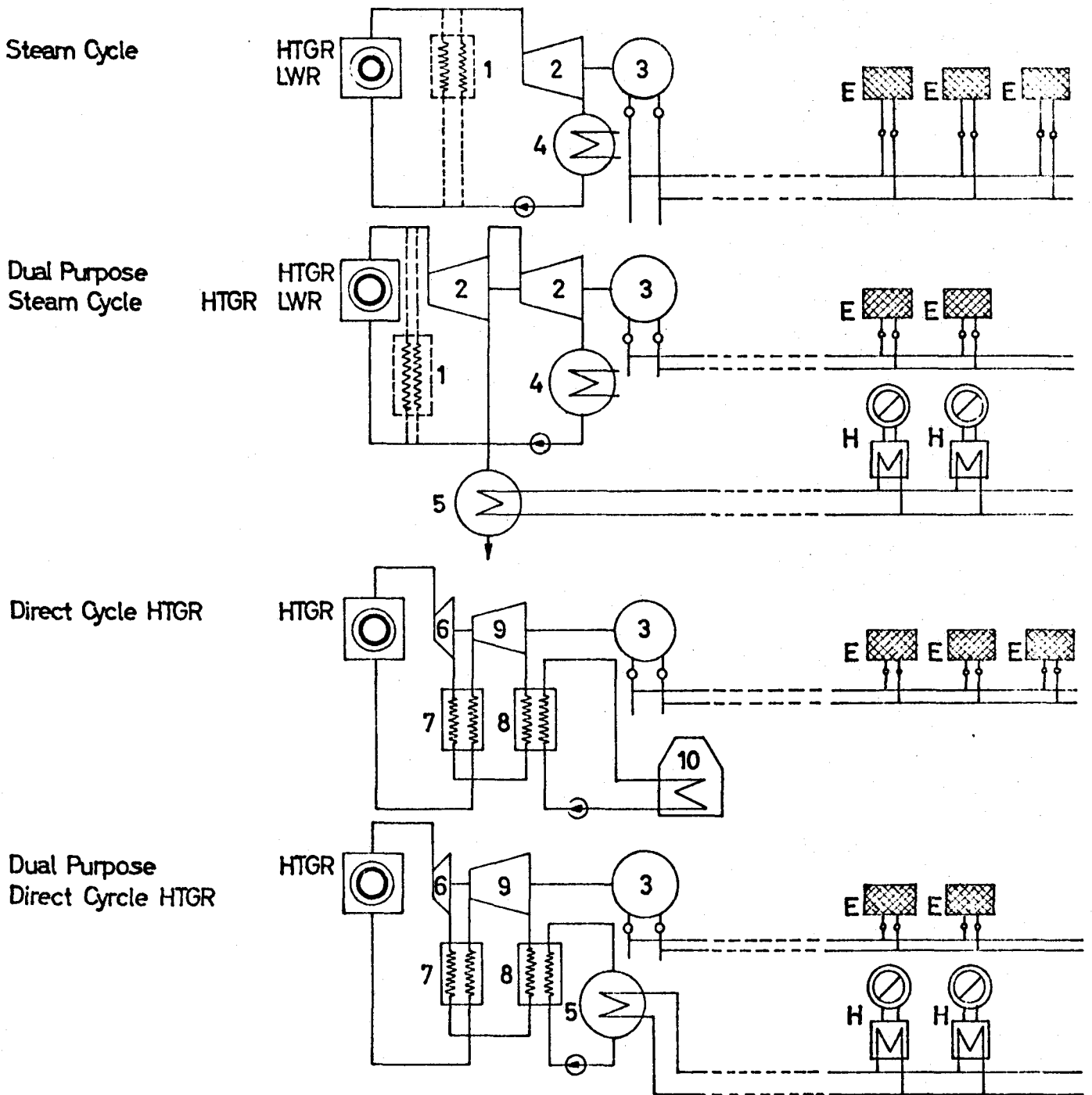
FIG. 11 Family tree of helium - cooled reactor systems

5.1 DIRECT CYCLE HTGR POWER PLANTS

The possibility of combining the HTGR with a direct, closed-cycle gas turbine power conversion system has long been recognized. Initial incentives for taking up this development were overall plant simplification, the potential for reduction of plant size and cost, and the potential for increased plant efficiency.

A major driving force for this development is the growing interest in dry-cooling, which will become increasingly more important for siting nuclear power plants in the future. Furthermore it is particularly suitable for all kinds of waste heat utilization such as district heating and for additional power generation by means of a bottoming cycle. The reason for this lies in the characteristics of the closed turbine cycle which rejects its waste heat over a wide range of temperatures, while in the case of the steam turbine heat rejection occurs at the condensation temperature which is generally too low for direct waste heat utilization, so that - in contrast to the gas turbine cycle - combined plants for power and waste heat utilization suffer from a sacrifice in electric power output.

This is schematically illustrated by Fig. 12. It shows a steam cycle nuclear power plant with LWR or HTGR as heat source for pure electricity production and for dual purpose application (electricity and district heat). These two principal applications are compared with corresponding direct-cycle HTGR plants.



Comparison of Flow Diagrams of Steam Cycle Nuclear Power Plants and Direct Cycle HTGR for Electricity Production and Dual Purpose Application

- | | |
|--------------------------|----------------------|
| 1 Steam Generator | 6 Gas Turbine |
| 2 Steam Turbine | 7 Recuperator |
| 3 Generator | 8 Cooler |
| 4 Condenser | 9 Compressor |
| 5 Heater | 10 Dry Cooling Tower |
| E = Electricity Consumer | H = Heat Consumer |

FIG. 12 Steam cycle nuclear plants and direct cycle HTGR for pure electricity production and for combined electricity and district heat production

5.2 PROCESS HEAT HTGR PLANTS

It is becoming increasingly clear that the long-range task of nuclear energy will not be limited to the generation of electric power. Nuclear energy could replace fossil fuels in a wide range of industrial process heat applications. The HTGR, in view of its unique high temperature capability, is in a key position to take on a major share of these.

Fig. 13 shows a number of potential applications of Process Heat-HTGR plants. Those shown in the first column require the generation of process steam with low to medium pressure conditions. The second column shows applications requiring the generation of process steam of up to 250 bar pressure. The applications listed in the third column involve the adding of a steam/light hydrocarbon reformer to the HTGR system. Here lie many of the interesting high temperature process heat applications, such as coal gasification, to produce pipeline gas (methane), and steel, making by the direct reduction process. The fourth column shows applications requiring the adding of special heat exchangers which, in general, will have to be different for each specific application. Perhaps the most interesting one in this category is the production of hydrogen by thermochemical water splitting, whereby a number of chemical reactions are carried out in a closed loop. This development, which fits to the concept of a "hydrogen economy", could be of significant long-range importance, since it provides a means for a large-scale replacement of fossil fuels by hydrogen as a new energy carrier.

Concerning near or medium term nuclear process heat application, the most important one is coal liquefaction and/or gasification. Here again the so called hydrogen-plus-carbon reaction seems to be the most favourable route. The main gasification product is methane.

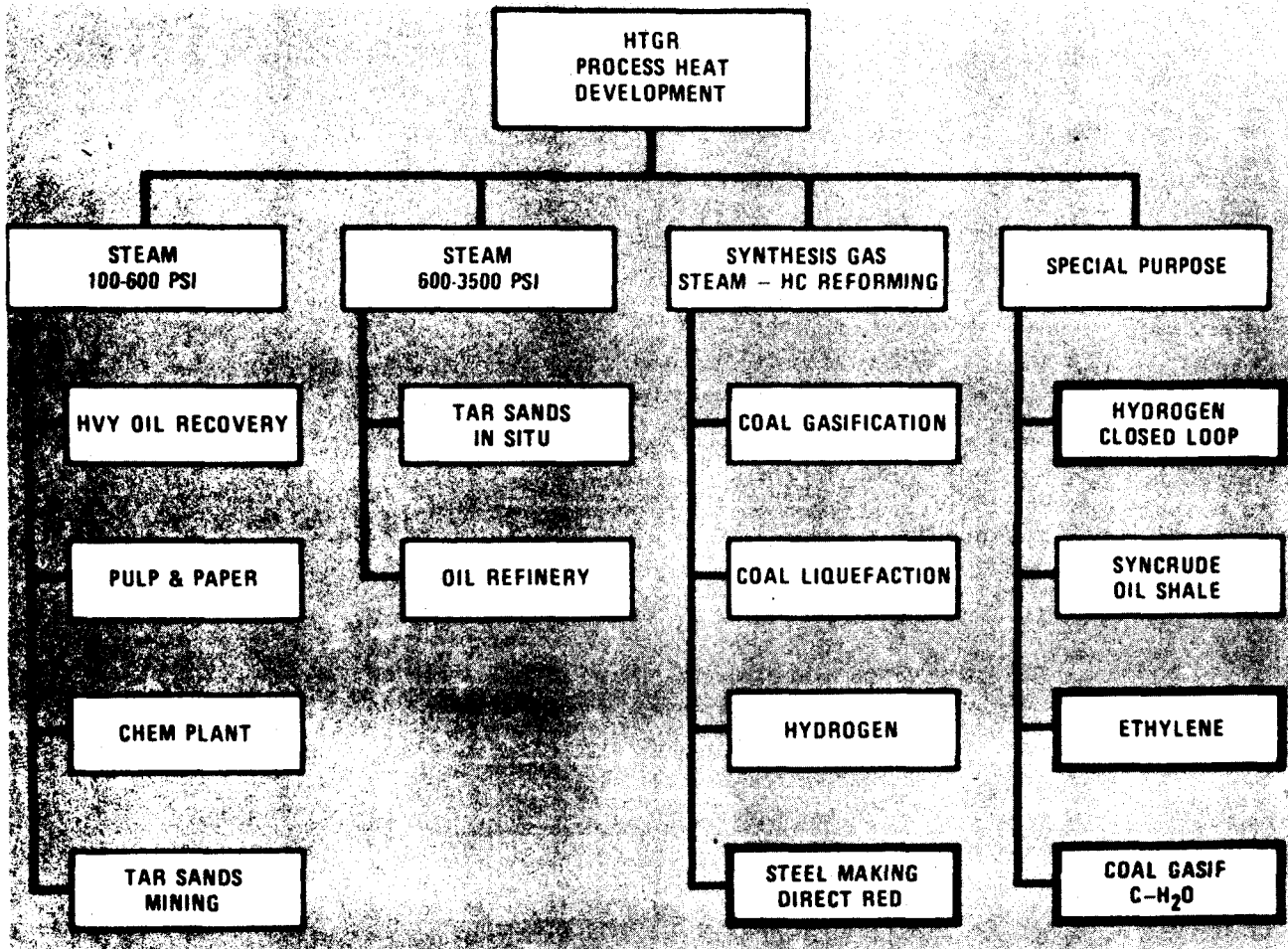


FIG. 13 Potential applications of process heat HTGR plants

Part of this methane is used to produce hydrogen in a steam reformer by adding steam and nuclear heat in a temperature range between 650°C - 900°C by using catalysts. A cross section of an HTGR modified for coal gasification application is shown in Fig. 14. The general layout as well as most of the components are very similar to the nuclear steam supply system (NSSS) of a steam-cycle HTGR. The only really new component is the steam reformer, vertically arranged in a "pod" like a steam generator.

5.3. GCFR-HTGR "SYMBIOSIS"

General Atomic's GCFR development started about 10 years ago. The two major incentives for this development effort - supported by the U.S. Atomic Energy Commission and a group of utilities - are the following ones :

1. The GCFR can be developed with relatively modest means, since
 - o it is very similar to the HTGR in plant and component technology
 - o Its fuel technology is being kept as close as possible to that of the LMFBR.
2. The GCFR can attain a high breeding ratio, making it a desirable fuel supplier for the nuclear economy in the future.

A particular attraction of the high breeding ratio of the GCFR arises in connection with the concept of a future close partnership between GCFR and HTGR plants, called "Symbiosis". The proposed scheme is to use U-238 in the GCFR core and in the axial blanket to be self-sufficient in plutonium production for re-

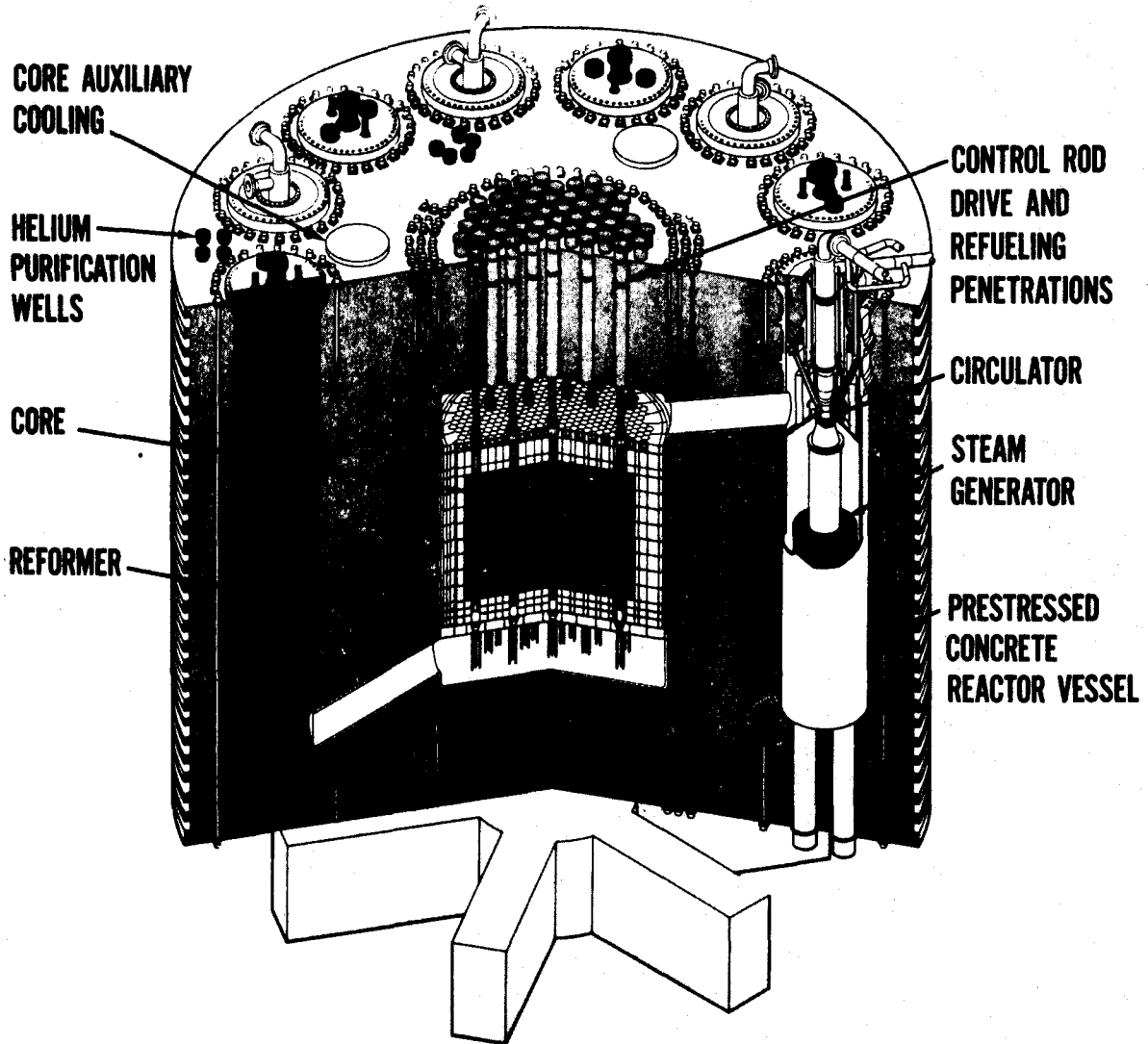


FIG. 14 Cross section of the large HTGR modified for coal gasification application

cycling to the core. The excess neutrons would be used to produce U-233 in a Th-232 blanket. The breeding gain hereby produced in the form of the optimum thermal reactor fuel, will be used to feed HTGR plants. In this way one GCFR could support about three HTGR plants of the same size. The breeder would primarily play the role of a fuel factory while the HTGR plants could be used for production of electricity, process heat or district heat etc.

6. CONCLUSION

During the past decade, the commercial nuclear power market has been dominated by the LWR. The HTGR is now emerging as a strong, competitive alternative to this reactor type, and it is reasonable to expect that the HTGR will capture a significant share of the power market in the coming decades. Furthermore, the advanced versions of the HTGR, now under development, are likely to expand the uses of the HTGR technology further, above all in combination with the closed-cycle gas turbine, for various process heat applications and in the field of gas-cooled fast breeder development.

The interest in the HTGR system, shown by actual and potential customers in the US, Europe and Japan, is especially derived from the following advantages of the system :

- larger inherent safety - primarily a result of the prestressed concrete vessel, the graphite structural material and the inert helium coolant ;
- favourable environmental characteristics. These result from the higher thermal efficiency and consequently lower heat discharge and lower radioactive effluent ;

- reduced consumption of uranium and therefore lower sensitivity to price increases in uranium ;
- the considerable future potential of the system. The HTGR, in its steam-cycle version for electric power productions, provides a bridge not only to direct-cycle power generation and industrial process heat applications, but also to the gas-cooled fast breeder.

VALTION TEKNILLINEN TUTKIMUSKESKUS

Matkakertomus

Otaniemi 1974-11-15

Jarl Forsten
Pekka Hiismäki
Elja Kaloinen
Matti Komsu
Risto Tarjanne
Kari Törrönen
Seppo Vuori

SUOMEN ATOMITEKNILLISEN SEURAN TUTUSTUMISMATKA SAKSAN
LIITTOTASAVALLAN YDINVOIMA-ALAN LAITOKSIIN
1974-10-20...26

SISÄLTÖ

	Sivu
1. Yleistä	1
2. Ydinvoimalaitos Gundremmingen (KRB)	2
3. Ydinvoimalaitos Isar (KKI)	4
4. Ydinvoimalaitos Niederaichbach (KKN)	5
5. Ydinvoimalaitos Philippsburg I (KKP I)	5
6. Ydinvoimalaitokset Biblis A ja B	6
7. Reaktor - Brennelemente GmbH (RBG)	8
8. Gutehoffnungshütte (GHH) Sterkrade AG	10
9. KWU:n turbiini- ja generaattoritehdas Mühlheimissa	11
10. Transnuklear GmbH	12
11. WAK (Wiederaufarbeitungsanlage, Karlsruhe)	13
12. INTERATOM	14
Liite 1 Tutustumismatkan ohjelma	
Liite 2 Osanottajaluettelo	

1. YLEISTÄ

Suomen Atomiteknillinen Seura järjesti lokakuun 20 ... 26 päivinä 1974 liitteenä 1 olevan varsin monipuolisen ohjelman mukaisen, hyvin onnistuneen tutustumismatkan Saksan Liittotasavallan ydinvoima-alan laitoksiin. Vierailijoiden isäntänä Saksan Liittotasavallassa toimi Kraftwerk Union (KWU), joka oli huolehtinut erinomaisesti kaikista matkaan liittyvistä järjestelyistä. Tutustumiskohteet oli valittu yhteistyönä KWU:ta Suomessa edustavan Sähköliikkeiden Oy:n ja ATS:n ekskursiontoimikunnan kesken.

Matkalle osallistuneiden 43 henkilön nimet on liitteessä 2. Koska KWU:lla on rajoitettu kerralla yhdessä laitoksessa vierailevien henkilöiden lukumäärä 30:een, kaikkina viitenä vierailupäivänä oli tarjolla myös rinnakkaiskohteet, minkä ansiosta itse kunkin oli mahdollista valita omaan toimialaansa parhaiten liittyvät laitokset.

Matkan johtajana toimi ATS:n puolesta DI Reino Hyvärinen. Isäntien taholta mukana oli DI Heikki Sihvola (Sähköliikkeiden Oy) sekä oppaina herrat Mönnich ja Rier (KWU).

Keskiviikkoiltana 1974-10-19 oli KWU:n järjestämä illanvietto Frankfurtin Airport-hotellissa. Isäntien puolelta tilaisuuteen osallistui varsin arvovaltainen 14:n hengen joukko Dr. Hartmannin johdolla. Iltaa varten oli KWU:n ehdotuksesta etukäteen kerätty suomalaisten piiristä ydinvoima-aiheisia kysymyksiä kirjallisina. Kysymyslista osoittautui kuitenkin niin pitkäksi, että KWU katsoi parhaaksi ehdottaa parin miehen lähettämistä Suomeen esitelmöimään ATS:n tammi- tai helmikuun kokouksessa 1975. Tämä tarjous hyväksyttiin ilmielmin ATS:n taholta. Huolimatta siitä, että etukäteen laaditut kysymykset jätettiin myöhempään, meillä oli erinomainen tilaisuus pöytäkeskustelussa kysyä ja kuulla Saksan Liittotasavallan ja KWU:n kokemuksista ydinvoimalalla. Mielenkiintoisena yksityiskohtana ilmeni keskustelussa, että Saksan Liittotasavallassa on viranomaisten

toimesta jouduttu pysäyttämään 10 hiili- ja öljykäyttöistä noin 500 MW(e):n laitosta ilman saastumisen takia.

Seuraavassa esitetään lyhyet kuvaukset matkan kohteina olleista laitoksista sekä niistä saadut vaikutelmat.

2. YDINVOIMALAITOS GUNDREMMINGEN (KRB)

Tonavan rannalla lähellä Günzburgin kaupunkia sijaitseva ydinvoimalaitos KRB (Kernkraftwerk RWE - Bayernwerk GmbH), joka on otettu käyttöön v. 1967, edustaa ensimmäistä suurempaa kiehutusreaktorilaitosta Saksan Liittotasavallassa. Sen edeltäjänä voidaan pitää 15 MW(e):n kiehutusreaktorilaitosta VAK (Kahl), joka käynnistyi v. 1961. KRB:n nettosähköteho on 237 MW ja hyötysuhde 29.6 %. Sen rakentamisesta on vastannut yhtiöryhmä, johon kuului mm. AEG ja GE (USA). Rakennusaika oli vain 4 vuotta ja itse laitoksen hinta ilman ensimmäistä polttoainelatausta ja jäädytysvesikanavia 200 milj. DM.

Laitos poikkeaa nykyaikaisesta kiehutusreaktorilaitoksesta siinä suhteessa, että suoraan reaktorista turbiineihin menevän höyrykierron lisäksi höyryä tuotetaan myös kolmessa höyrykehittimessä. Näiden tehtävänä on helpottaa säätöä siten, että reaktori on saatu itsesäätäväksi tehoalueella 170...250 MW (bruttoteho). Suojarakennuksena on kuiva painekontainmentti, jonka halkaisija on 30 m, ja korkeus 60 m. Se on mitoitettu 3.55 barin ylipaineelle ja 135°C:een lämpötilalle. Poistokaasut johdetaan aktiivihiilisuodattimien kautta, jolloin saavutetaan jopa 14 vrk:n viivästys ja noin suuruusluokka 1000 oleva dekontaminaatiotekijä.

Laitoksen käytössä on ilmennyt kolme merkittävämpää vaikeutta. Alkuvaiheessa vv. 1967...9 esiintyi matalapaineturbiiniin liittyviä vaikeuksia, jotka johtuivat matalapainepesään tulevasta liian kosteasta höyrystä. Vikaa yritettiin korjata poistamalla ensin ensimmäiset matalapaineturbiinin siivet ja sitten toiset, mutta nämä toimenpiteet eivät auttaneet

tarpeeksi. Kuristamalla korkeapaineturbiinista lähtevää höyryvirtaa saatiin turbiinit toimimaan moitteettomasti, joskin hyötysuhde laski jonkin verran. Laitoksen käytettävyys oli v. 1969 yli 92 %.

Reaktorisydämessä tapahtuvan painehäviön todettiin v. 1973 nousseen huomattavasti ja laitos pysäytettiin. Tutkimuksissa todettiin syyksi se, että kahden syöttöveden esilämmittimen monel-putkista syöpynyt kupari oli kerrostunut kuparioksidin muodossa polttoainesauvojen pinnalle aiheuttaen kuristusta jäähdytteen virtaukselle. Ilmiön uusiutumisen estämiseksi prosessia muutettiin niin, että esilämmittimet ohitettiin.

Kolmantena käyttöteknillisenä vaikeutena voidaan mainita se, että primäärijäähdytteen aktiivisuuden todettiin nousevan vuoteen 1970 asti. Ilmiö johtui polttoaineen suojakuoren tiivi- yden huononemisesta zirkoniumhydridin muodostumisen seurauksena. Syynä tähän taas oli suuri maksimaalinen polttoainesauvan lineaarikuormitus 450 W/cm (nykyisin rakennettavissa BWR:ssä n. 300 W/cm). Primäärijäähdytteen aktiivisuus stabiloitui kuitenkin vuoden 1970 jälkeen sellaiselle tasolle, että huolto- ja korjaustyöt eivät muodostu liian hankaliksi.

KRB sijaitsee n. kilometrin päässä pienestä n. 1000 asukkaan Gundremmingenin kylästä. Kylän asukkaat ovat suhtautuneet positiivisesti laitokseen, koska heillä on tietoa laitoksesta ja ovat todenneet sen haitattomaksi. Kaasumaisten radioaktiivisten päästöjen aiheuttama säteilyannos laitoksen välittömässä ympäristössä on ollut 0.5...1.0 mrem/v (sallittu arvo = 30 mrem/v) ja nestemäisten päästöjen määrä 1.5 Ci/v (sall. = 14 Ci/v).

Kahden tunnin pituinen kiertokäynti täydellä teholla käynnissä olevalla laitoksella oli varsin antoisa. Suojarakennuksen sisällä, jonne mentiin henkilösulun kautta, kävimme ylätasolla käytetyn polttoaineen säilytysaltaan äärellä, alhaalla mm. säätösauvojen käyttökoneistoa kurkistamassa sekä muutamassa

välikerroksessa. Käyttöhenkilökuntaan kuuluvista käy joku määräväleihin tekemässä tietyt tarkistukset kontainmentin sisällä. Lämpötila siellä oli n. 35°C. Lisäksi teimme perusteellisen kierroksen turbiinihallissa sekä tutustuimme ohjaushuoneeseen. Kiertokäynnin aikana saamamme säteilyannos oli n. 10 mrem.

Gundremmingenin laitospaikalle on päätetty rakentaa lisää kaksi KWU:n 1300 MW(e):n kiehutusreaktoria.

Esittelijöinä laitoksella toimivat herrat Eickelpasch (fyy-sikko) ja Seepolt.

3. YDINVOIMALAITOS ISAR (KKI)

Laitos on kiehutusvesityyppinen ja sen nettosähköteho tulee olemaan n. 870 MW. Laitos on suunniteltu otettavaksi käyttöön marraskuussa 1976. Laitoksen arvioitu hinta on 1100 milj. DM ja laitosta rakentamassa oli vierailuhetkellä 800 työntekijää, mutta myöhemmin lukumäärä nousee noin 1300:aan. Laitos syöttää tuottamansa sähkötehon verkkoon 400 kV:n välityksellä. Tämän verkon jännitteen kadotessa saadaan teho omaa käyttöä varten laitoksen ohikulkevasta 110 kV:n verkosta ja lisäksi laitoksella on varavoimaa varten neljä dieselaggregaattia sijoitettuna kahteen erilliseen huonetilaan. Lämmennyt lauhdevesi johdetaan paikalla olevan vesivoimalaitoksen padon yläpuolelle, jolloin tapahtuu hyvä sekoittuminen kylmään joki-veteen. Jos Isar-joen veden lämpötila on yli 25°C tai pinnan korkeus on liian alhainen, joudutaan jäähdytykseen käyttämään jäähdytystorneja. Laitoksen erikoispiirteistä mainittakoon seuraavat:

- rakennuksien betoniosat oli suurelta osin tehty elementeistä,
- turbiinihallia ei ole erikseen perustettu maan varaan, vaan se on jousilla eristetty muusta rakennuksesta,
- reaktorijäähdytteen kierrätykseen käytetään sisäisiä aksiaalipumppuja kuten muissakin uusimmissa BWR-konstruktioissa,
- reaktoripaineastia ei tuoda kokonaisuena laitospaikalle,

- vaan osa hitsaustöistä suoritetaan asennusvaiheessa,
- reaktorin syöttövesijärjestelmässä on aikaisemmista KWU:n kiehutusvesireaktoreista poiketen syöttövesisäiliö, jonka ansiosta konstruktioita voidaan parantaa ja yksinkertaistaa (mm. esilämmittimien lämmönsiirtopinta pienempi).

4. YDINVOIMALAITOS NIEDERAICHBACH (KKN)

Laitos sijaitsee aivan Isarin ydinvoimalaitoksen läheisyydessä ja tässä yhteydessä saimme eräitä tietoja myös KKN-laitoksesta. Laitoksen reaktori on CO₂-moderoitu paineputkireaktori ja sen nettosähköteho on 100 MW. Reaktiivisuuden säätö tapahtuu muuttamalla heijastimena toimivan raskaan veden pinnan korkeutta. Laitos on nyt käyttöönottovaiheessa ja siinä on esiintynyt vaikeuksia mm. lämmönvaihtimissa esiintyneiden vuotojen johdosta. Laitos on toistaiseksi tuottanut sähköä ainoastaan 40 % nimellistehosta. Johtuen käyttöönottovaikeuksista ja reaktorityypin heikoista kaupallisista tulevaisuuden näkymistä on ehdotettu, että laitos suljettaisiin lopullisesti, mutta sitovaa päätöstä ei ole vielä tehty.

5. YDINVOIMALAITOS PHILIPPSBURG I (KKP I)

KWU sai vuonna 1971 tehtäväkseen rakentaa Philippsburgiin noin 900 MW:n BWR-laitoksen, jonka oli määrä valmistua vuonna 1975. Samanaikaisesti on suunniteltu rakennettavaksi toinen laitos, jonka käyttöönoton pitäisi tapahtua vuonna 1978. Ensimmäisen laitoksen kohdalta rakennustyöt ovat myöhässä noin 1 1/2 vuotta mm. "viranomaisten hitaan käsittelytahdin" johdosta. Viranomaisten vaatimien jäähdytystornien rakentamista ei ole aloitettu.

Philippsburgin laitokseen on rakennettu halkaisijaltaan noin 27 m:n kontainmentti, jonka kokoaminen on tapahtunut rakennuksen ulkopuolella. Se on valmistumisen jälkeen (paino n. 1100 tonnia) siirretty rakennuksen sisään. Täten on voitu lyhentää kokonaisrakennusaikataulua limittämällä kriittisiä työvaiheita.

Philippsburgin voimalaitoksen rakentamisessa on pyritty ottamaan huomioon myös maan painautumisen vaikutus, lentokonetörmäykset ja Rheinillä sattuvat kaasunkuljetusalusten räjähdykset.

Reaktoriastia on tuotu työmaalle neljässä osassa, joiden yhteen hitsaaminen on tapahtunut laitospaikalla. Hitsausmenetelmänä on käytetty käsikaarihitsausta, sillä automaattiset menetelmät eivät ole johtaneet virheettömiin tuloksiin.

Polttoaine-elementit ovat 7 x 7 -tyyppiä ja sauvojen halkaisija on 14.3mm. On arvioitu, että polttoainevaihto ja mahdolliset korjaukset voidaan tehdä 3-4 viikossa. Säätosauvoissa käytetään absorbaattorina boorikarbidia.

Kaasumaisten radioaktiivisten jätteiden käsittely tapahtuu ensin aktiivisilla hiilisuodattimilla ja tämän jälkeen viivytetään radioaktiivisten kaasujen pääsyä ulkoilmaan hiekkapatjoissa.

Muut jätteet konsentroidaan ja varastoidaan suolakaivoksiin.

Viranomaiset ovat vaatineet jäähdytystornien rakentamista. On arvioitu, että Rheinin minimivirtauksen aikana Philippsburgin ensimmäinen voimalaitos aiheuttaa n. 0.8 °C:n lämpötilannousun n. 20 km:n päässä voimalaitospaikalta. Rheinin varrella on Ranskan puolella ydinvoimalaitoksia, joille ei ole asetettu vaatimuksia, jotka koskevat jäähdytysveden lämpötilaa.

Erittäin huomionarvoisena seikkana on kaikilla saksalaisilla ydinvoimalaitostyömailla työntekijöiden verrattain pieni määrä. Philippsburgissa on maksimityövoiman tarpeen arvioitu olevan n. 1100 henkeä.

6. YDINVOIMALAITOKSET BIBLIS A JA B

Biblisiin Rheinin rannalle rakennuttaa Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG kahta ydinvoimalaitosta. Laitokset toimittaa ja rakentaa Kraftwerk Union (KWU) yhdessä rakennusyhtiön Hochtief AG kanssa. Molemmat ovat painevesireaktorilaitoksia.

Yksikön A sähköteho on 1200 MWe ja yksikön B 1300 MWe. Yksikön A rakennustyöt alkoivat kesällä 1969. Se tuli ensimmäisen kerran kriittiseksi 1974-07-16. Vierailupäivänä 1974-10-22 yksikkö A oli koekäytössä 50 % teholla eikä siihen päästy tutustumaan. Seuraavana päivänä teho nostettiin 80 % nimellistehosta. Yksikön B rakennustyöt alkoivat syksyllä 1971 ja sen sopimuksen mukainen luovutuspäivä on 1976-07-31.

Yksikön A hinta oli n. 600 MDM ja yksikön B arvioitiin tulevan maksamaan n. 900 MDM. Alihankkijoita kummankin yksikön rakennustöissä oli 90 - 100. Yksikön B rakennustöissä oli käyntihetkellä 1.200 miestä. Käyttöhenkilökuntaa tarvitaan noin 130 henkeä kumpaakin yksikköä varten.

Kummassakin laitoksessa on primääripuolella neljä kiertopiiriä pumppuineen ja höyrykehittimineen. Jäähdytteen paine primääripiirissä on 154 bar, keskimääräinen lämpötila n. 300 °C sekä virtaama 72.000 t/h nimellisteholla. Kummassakin laitoksessa on yksi turbogeneraattoriyksikkö, jonka pyörimisnopeus on 1.500 1/min. Turbiinissa on yksi korkeapaineosa ja kolme rinnankytkettyä matalapaineosaa. Turbiinihalli on jousilla eristetty muusta rakennuksesta kuten KKI:ssakin. Laitosta kohti tarvitaan jäähdytysvettä 60 m³/s. Rheinin virtaama on tällä kohtaa 1.400 m³/s, joten yhteinen jäähdytysveden tarve on < 10 % virtaamasta. Jäähdytysvesi lämpenee noin 10 °C. Rheinin lämpökuormituksen pienentämiseksi rakennetaan kumpaakin yksikköä varten kaksi jäähdytystornia, joiden läpi poistuva jäähdytysvesi johdetaan, ennenkuin se lasketaan takaisin Rheiniin. Jäähdytysveden lämpötilan nousu rajoittuu tällöin 2 - 3 °C.

Yksikköä B voidaan käyttää myös suljetulla jäähdytysvesikierrolla.

Nelinapaisten generaattorien nimellistehot ovat 1500 MVA (A) ja 1530 MVA (B). Napajännite on 27 kV. Sekä staattori- että roottorikäimitykset ovat vesijäähdytetyjä, mutta staattorin levypaketti jäähdytetään vedyllä. Magnetointi tapahtuu pyöri- vän piitasasuuntaajan välityksellä, johon päämagnetointikone

syöttää 150 Hz:n vaihtovirtaa. Magnetoitavirran suuruus on lähes 10.000 A. Jännitteensäätö tapahtuu tyristorisäätäjän avulla.

Yksikkö A syöttää 420 kV:n verkkoa kahden 725 MVA:n muuntajan välityksellä. Muuntajilta lähtevät johdot menevät eri kytkin- asemille. Yksikkö B syöttää 420 kV:n verkkoa 725 MVA:n muuntajan ja 245 kV:n verkkoa 1000 MVA:n muuntajan välityksellä. Yksiköiden omakäyttöä syötetään kahdella muuntajalla suoraan generaattorin jännitteestä; varaomakäyttömuuntajia ei ole. Jännitekatkoksia varten kummassakin yksikössä on neljä 50 % dieselvaravoimakonetta. Omakäyttöjännitteenä käytetään 10 kV:ia.

Laitosalueelle on pystytetty informaatiokeskus, jossa käy kuukausittain 2.000 - 3.000 henkeä. Lisäksi järjestetään avoimien ovien päiviä, jolloin ennalta sopimatta voi tulla tutustumaan laitokseen. Informaatiokeskuksessa on saatavana sähkölaitosta, KKB:tä sekä ydinvoimaa yleensä käsittelevää tietoutta. Lisäksi voidaan esittää ydinvoimaa myönteisesti esittelevä filmi.

7. REAKTOR-BRENNELEMENTE GmbH (RBG)

RBG:n vuosituotanto on nyt n. 450 tonnia UO_2 :a. Laajennustöiden loputtua vuoden kuluttua tuotanto nousee n. 750 tonniin, jolloin RBG on suurin USA:n ulkopuolella oleva UO_2 :n valmistaja. Asea-Atom ostaa UO_2 -pulverinsa heiltä. Heillä on töissä 470 henkilöä, joista n. 25 % tarkastustehtävissä.

RBG saa rikastettua UF_6 :a USA:sta ja Neuvostoliitosta. UO_2 :n valmistusprosessi noudattaa tavanomaista linjaa, joka pääpiirteissään on selostettu jaetussa monisteessa. Poiketen amerikkalaisten käyttämästä saostus-menetelmästä UO_2 :n valmistuksessa RBG käyttää ns. ammoniumuranylikarbonaatti-menetelmää (AUC). Koko valmistusprosessin aikana tulee kiinnittää huomiota kriittisyyteen, mikä on johtanut erikoismallisiin reaktioastioihin sekä

epäjatkuviin prosesseihin, joissa käytetään vain rajoitettua uraanimäärää. RBG suorittaa UO_2 :een johtavan pelkistysreaktion inconelista valmistetussa reaktioastiassa n. 550 °C:n lämpötilassa. Voimakkaalla alhaalta tulevalla puhalluksella pelkistettävä tuote pidetään reaktioastian keskellä.

Puhdistetun ja jauhetun UO_2 :n sintraus tapahtuu vetyatmosfäärissä n. 1700 °C:ssa ja pitoaika on 2 h. Koko sintrausprosessi kuumennus- ja jäähdytysvaiheineen kestää 8 h. Sintratun UO_2 -tabletin toleranssiarvot ovat n. 50-70 μ m, minkä vuoksi ne joudutaan hiomaan (centerless grinding), jotta vaadittu toleranssi 10 μ m saavutettaisiin. UO_2 -tableteille suoritetaan ns. statistinen laadunvalvonta. Koko UO_2 :n valmistusvaiheen aikana osa (n. 0.3 %) uraanista menee hukkaan. Hukka sinänsä jo merkitsee RBG:lle n. 1.500.000 mk:n menetystä.

Polttoaineen suojakuorimateriaalit ostetaan alihankkijoilta. RBG tekee vain rajoitetussa määrin vastaanottokokeita.

Ennen kuin suojakuoret suljetaan hitsaamalla tehdään n. 140 °C:n hehkutus mahdollisen vedyn tai fluorin poistamiseksi. Hitsaus tapahtuu painekammiossa n. 20 atm He-atmosfäärissä tarvittavan esipaineen saavuttamiseksi. Hitsauksessa käytetään TIG-menetelmää ja hitsisaumat tarkastetaan röntgenkuvauksella kahdessa suunnassa. Valmiit polttoainesauvat kiillotetaan elektrolyttisesti (etikkahappo + 7 % perkloorihappoa), jotta saataisiin kaunis ulkopinta ja poistettaisiin mahdollinen uraanin pintakontaminaatio. RBG luultavasti luopuu elektrolyttisestä kiilloituksesta. Sauvat peitetään suojalakalla, jotta ne eivät naarmuuntuisi elementtien koneellisen kokoonpanon aikana. Sen jälkeen lakkakerros liuotetaan pois. Suojalakkaa ei käytetä muissa polttoaine-elementtejä valmistavissa tehtaissa.

RBG ei valmista Pu-elementtejä, vaan ne tehdään RBG:n Alkem-nimisessä tytäryhtiössä. Pu-elementtejä on kokeiltu tai niitä aiotaan kokeilla seuraavissa voimalaitoksissa: Grundremmingen, Kahl ja Obrigheim.

8. GUTEHOFFNUNGSHÜTTE (GHH) STERKRADE AG

GHH-ryhmittymä on pääosakas M.A.N.-yhtymässä, jonka tytäryhtiö GHH Sterkrade on. Yhtiö valmistaa raskaita komponentteja ydinvoimalaitoksiin, kemian teollisuuteen ym. Nukleaarikomponenttien valmistuskapasiteetti on 3 reaktoripaineastiaa ja 12 höyrykehittintä vuodessa. Yhtiö on valmistanut mm. Oskarshamn I, Biblis A ja B, Würgassen ja Krümmel voimalaitosten reaktoripaineastiat.

GHH tekee pienemmät takeet itse, raskaat tulevat joko Saksasta tai Japanista. Levyt toimittaa ranskalainen Marrel-Freres, lämmönvaihtimien Incoloy 800 putket mm. Sandvikstahl GmbH.

GHH:n konekapasiteetista voi mainita mm. 4000 Mp:n levyn-taivutin, numeerisesti ohjattavat tarkkuusporakoneet, kaksi hallinosturia yhteiseltä nostokyvyltään 350 t sekä automaattiset jauhekaari-, MIG-, TIG- ja sähkökuonahitsauslaitteet. Lämpökäsittelyjä varten on mm. 6 x 7 x 26 m kokoinen uuni, jonka maksimilämpötila on 1100°C, tarkkuudeksi ilmoitettiin ± 12 °C.

Tällä hetkellä reaktoripaineastioiden hitsauksessa käytetään yksinomaan jauhekaarihitsausta, koska paineastioiden lieriöosat valmistetaan rengastakeista. Jos pitkittäissaumojä esiintyisi, käytettäisiin sähkökuonahitsausta. Hitsisaumojen esikuumennus suoritetaan induktiivisesti kuten myös jännitystenpoistohehkuutus suurille osakokonaisuuksille, pienemmät hehkuutetaan uunissa. Painevesireaktorit hitsataan GHH:ssa valmiiksi, kiehutusvesireaktorit kootaan lopullisesti asennuspaikalla.

Päällehitsaus tehdään kaksikerroksisena joko MIG-yksilanka-hitsauksella tai nauhalla ja jauhekaariautomaatilla, päällimäinen kerros on 18/8-ruostumatonta terästä. Päällehitsausta ei työstetä, ainoastaan hiotaan käsin. Lämmönvaihtimien putket hitsataan pulssi-TIG-menetelmällä.

Tehtaan laadunvarmistus perustuu omaan laadunvarmistusohjelmaan. Organisatorisesti laadunvarmistusta hoitaa laadunvalvontaosasto sekä erillinen, suoraan toimitusjohtajan alainen "varmistus"-osasto. Tarkastusten painopiste on ultraäänitarkastuksissa sekä pintatarkastusmenetelmissä, tarvittaessa voidaan kuitenkin suorittaa myös kuvauksia joko betatronilla tai Co60-lähteellä. Ultraäänitarkastuksia suorittavat eriaikaisesti kolme toisistaan riippumatonta tarkastajaa, joiden tuloksia verrataan. Päävaikeudet ovat olleet hitsauksessa.

9. KWU:N TURBIINI- JA GENERAATTORITEHDAS MÜHLHEIMISSA

Mühlheimin tehdasrakennus on verrattain uusi. Tehdashallin pituus on 200 m, leveys 100 m ja korkeus 27 m. Työntekijöitä tehtaalla on noin 5500, joista ammattityöntekijöiden osuus on 60 %, mikä on huomattavasti korkeampi kuin yleensä liittotasavallan teollisuudessa. Höyryturbiinien, turbogeneraattoreiden ja lauhduttimien suunnittelu, valmistus, asennus ja koestus sekä kaasuturbiinien suunnittelu tapahtuvat Mühlheimin tehtaassa. Valmiit tuotteet voidaan lastata suoraan laivaan 600 tonnin nosturin avulla.

Tehtaan tuotevalikoima on seuraava:

- turbiinit: a) tulistetulla ja kylläisellä höyryllä toimivat, tehot 100 - 1000 MW, pyörimisnopeus 3000/3600 r/min
- b) kylläisellä höyryllä toimivat, tehot 600 - 2000 MW, pyörimisnopeus 1500/1800 r/min.
- generaattorit: a) ilmajäähdytteiset, tehot alle 100 MVA
- b) vetyjäähdytteiset, tehot 80 - 800 MVA c) roottori vetyjäähdytteinen /staattori vesijäähdytteinen, tehot 300 - 1200 MVA d) roottori ja staattori vesijäähdytteiset, tehot 800 - 2500 MVA.
- lauhduttimet, vastaavat kapasiteetiltaan tehtaan valmistamia turbiineja.

Parhaillaan oli rakenteilla mm. IVO:n Inkooseen tilaama 250 MW:n konventionaalinen turbogeneraattori sekä 1500 MVA:n turbogeneraattorit ydinvoimalaitoksille (PWR) Biblis B ja Unterweser. Lisäksi tehtaalla oli korjattavana v. 1973 käynnistyneen Würgassenin kiehutusvesireaktorin matalapaineturbiini juoksupyörän siivissä tapahtuneen vaurion takia. Tämä osoittaa jälleen kerran, ettei kylläisen höyryn käyttöön liittyviä vaikeuksia hallita vielä läheskään täydellisesti turbiinivalmistuksessa. Turbiinien valmistus rajoittuu Mühlheimin tehtaalla vain roottoreiden asennukseen ja koestukseen. Koestus tapahtuu erillisessä hallissa, jonka seinät ovat 2,5 m vahvuista teräsbetonia. Kokeet suoritetaan tehonkulutuksen pienentämiseksi tyhjässä pyörimisnopeudella, joka ylittää nimellisarvon 25 %:lla.

Suurimpien generaattoreiden takomalla valmistetut roottoriai-
hiot tuodaan Japanista, joka ainoana maana maailmassa pystyy
toimittamaan näin suuria takeita. Roottoriaihioiden työstä-
mistä varten tehtaalla oli mm. valtava kärkisorvi (työstö-
kappaleen maksimipituus on 18 m ja -paino 300 t).

10. TRANSNUKLEAR GmbH

Transnuklear GmbH on kansainväliseen TN-ryhmään kuuluva
saksalainen yritys, joka on erikoistunut ydinpolttoaineen
ja radioaktiivisten jätteiden kuljetustekniikkaan. Yhtiön
toimintaa esittelivät Dr. Christ ja Dr. Müller. Esityksen
taustaksi näytettiin kaavio laajennetusta polttoainekierrosta.
Kaaviosta kävi havainnollisesti ilmi koko polttoainekierrossa
ilmenevät kuljetustarpeet.

Uusien kuljetussäiliöiden tuotekehittelyn suunnittelu- ja
testausvaiheet yritys suorittaa itse. Sen sijaan valmistus
tilataan ulkopuoliselta toimittajalta, sillä Transnuklearilla
ei ole lainkaan omaa konepajaosastoa pienistä valmistusmääris-
tä johtuen. Filmi- ja diaesityksissä nähtiin välähdyksiä
kuljetussäiliöille tehtävistä pudotus- ja polttokokeista.
Pudotuskorkeutena käytettiin tavallisesti 9 m, eräillä pienoisis-
malleilla jopa 20 m. Polttokokeissa vaatimuksena oli 30 min
800°C lämpötilassa. Testeissä oli läsnä myös "Bundesamt für
Materialprüfungin" (BAM) edustaja. BAM on elin, joka hyväksyy
säiliöt käytettäväksi. Transnuklear ei myy säiliöitä, vaan
ottaa suorittaakseen kuljetukset alusta loppuun saakka omalla
kalustollaan. Suurimmat säiliöt painoivat n. 100 t ja radio-
aktiivisen hajoamisen kehittämä lämpöteho kuljetuksessa saattoi
nousta 15 kW:iin.

Transnuklear on osallisena myös matala- ja keskiaktiivisen
jätteen käsittelyä varten rakennetussa, koemittakaavan beto-
nointilaitoksessa, joka on rakennettu Assen suolakaivosten yh-
teyteen. Tämä laitos ottaa vastaan myös ulkomaisia tilauksia,
betonoidut jätteet palautetaan kuitenkin takaisin alkuperämaahan.

Transnuklear toimii myös konsulttina polttoaineen ja radioaktiivisten jätteen kuljetukseen ja jätteen käsittelyyn liittyvissä kysymyksissä.

11 WAK (Wiederaufarbeitungsanlage, Karlsruhe)

Isäntinä toimivat Dr. Schüller ja Dr. Huppert.

WAK on koemittakaavainen jälleenkäsittelylaitos, joka valmistui v. 1971. Sen kapasiteetti (40 t U/vuosi) riittää yhdessä 1000 MWe:n suuruisessa voimalassa kertyvän käytetyn polttoaineen käsittelyyn. Rakennuskustannukset ilman parhaillaan rakenteilla olevaa lasiinpakkauslaitosta olivat 60 milj. DM verrattain halpojen rakennuskustannusten vuosina 1967...1970. Keskusteluissa tuli esille myös suurimittakaavaisen jälleenkäsittelylaitoksen rakentaminen (50000 MWe:n LWR -kapasiteettia varten) vuoteen 1984-85 mennessä. Sijoitusvaihtoehdot ovat paraikaa tutkittavana. Siihen mennessä Liittotasavalta turvautuu ulkomaiseen jälleenkäsittelykapasiteettiin ja varastointiin.

Käytetty polttoaine sijoitetaan ensin kaksinkertaisella teräsbetoniseinällä varustettuun varastointialtaaseen. Täältä elementti siirretään suureen hot-cellin, jossa se hajoitetaan sauvoiksi ja sauvat sahataan pieniksi pätkiksi. Pätkät pudotetaan typpihappoon, johon polttoaine liukenee, mutta zircaloy ei. Seuraavana prosessissa suoritettiin orgaanisella liuottimella ekstraktiovaihe, jossa uraani, plutonium ja transuraanit erotetaan fissiotuotteista. Jos palama alkaa olla 25000 - 40000 MWd/t U tulee vaikeuksia orgaanisten aineiden hajotessa säteilyn vaikutuksesta. Lopputuotteina erilaisten käsittelyvaiheiden jälkeen saadaan $UO_2(NO_3)_2$, $Pu(NO_3)_4$ ja NpO_2 . Fissiotuotteet varastoidaan toistaiseksi suuraktiivisena nesteinä (4000 Ci/l) jäädytetyissä ruostumattomissa säiliöissä. Keski- ja alhaisaktiivista jätettä kertyy vuosittain

kiinteitä $15/m^3$

palavia $400 m^3$

nesteitä keskiakt. $1300 m^3$

alhaisakt. $2000 m^3$.

Nämä kuljetetaan KFZ:n puolelle edelleen käsiteltäväksi.

Tulevaisuudessa rakennettavien jälleenkäsittelylaitosten rakennuskustannukset tulevat ilmeisesti huomattavasti kasvamaan tiukentuneiden turvallisuus- ja luotettavuusvaatimusten johdosta.

12. INTERATOM

Interatom eli Internationale Atomreaktorbau GmbH on vuonna 1957 perustettu yhtiö, jonka KWU ~~omistaa kokonaan~~. Vaikka liittovaltio rahoittaa 90 % toimintamenoista, Interatom on teollisuusyritys eikä tutkimuslaitos. Yhtiön palveluksessa on noin 1300 työntekijää, joista suurin osa on pitkälle koulutettua tieteellis-teknistä henkilökuntaa. Suunnittelutoimistot ja koelaitteistot sijaitsevat Bensbergissä lähellä Kölniä.

Interatomin toiminta keskittyy uusien reaktortyyppien sekä erikoissovellutuksiin tarkoitettujen reaktoreiden suunnitteluun ja kehittämiseen. Näiden lisäksi toimialaan sisältyy myös uraanin väkevöiminen sentrifugi-menetelmällä ja erilaisten ydinfysikaalisten tutkimuslaitteiden, komponenttien ja mittausvälineiden valmistusta. Tärkeimmät tähän mennessä rakennetuista yhtiön suunnittelemissa reaktoreista ovat natrium-jäähdytteinen prototyyppireaktori KNK Kalsruhessa, painevesireaktori ydinkäyttöiseen laivaan "Otto Hahn", suurvuoreaktori HFR Grenoblessa ja tutkimusreaktorit BER-II Berliinissä ja ESSDR Isprassa.

Tehoreaktoreiden osalta työtä tehdään kolmella eri linjalla, joista selvästi tärkeimmällä sijalla näyttää olevan nopean hyötöreaktorin kehittäminen. Toisena kohteena on kaasujäähdytteinen korkealämpötilareaktori, jota suunnitellaan käytettäväksi lähinnä prosessinlämmön tuottajana. Kolmas tehoreaktori-

tyyppi on integroitu painevesireaktori (IPWR), jollainen ainoa tähän mennessä toiminnassa oleva reaktori on Otto Hahn laivassa. Muina sovellutuksina tätä reaktoria voidaan käyttää myös sähköntuotantoon joko pelkästään tai yhdistettynä suolan poistoon merivedestä.

Integroidussa painevesireaktorisysteemissä kaikki primääripiirin komponentit eli reaktorisydän, höyrykehittimet ja kiertopumput on sijoitettu paineastian sisään. Erillisestä paineistajaa ei tarvita ja paineastian sivuilla on läpiviennit vain syöttövettä sekä turbiiniin menevää höyryä varten. Reaktori on siten varsin kompakti ja turvallinen ja sen yhteydessä voidaan käyttää samantapaista betonista suojarakennusta kuin kiehutusreaktoreilla. Koska höyrykehittimet sijaitsevat välittömästi sydämen yläpuolella, reaktoria on mahdollista ajaa alhaisella kuormalla ainoastaan luonnonkierron varassa kiertovesipumpujen ollessa pysäytettynä.

Lähinnä paineastian koon kasvaminen rajoittaa integroidun systeemin suurimman lämpötehon yksikköä kohti noin 1000 MW:ksi. Kuitenkin nykyisen energiakriisin vallitessa tällainen pienekö reaktorilaitos voi monessa erikoistapauksessa olla edullisin ratkaisu jopa puhtaasti sähköntuottajana. Nimenomaan reaktorin turvallisuus on huomionarvoinen tekijä lähisijoitusta vaativissa sovellutuksissa, kuten teollisuuden prosessilämmön tuotannossa ja asutuskeskusten kaukolämmityksessä.

Hyötöreaktoreiden alalla tehtävä työ keskittyy 300 MWe:n nopean natriumjähdytteiden reaktorin SNR-300 kehittämiseksi. Reaktorilaitoksen rakennustyöt on aloitettu hiljattain ja se tulee toimimaan demonstraatiolaitoksena ennen kaupallista kokoa olevaa hyötöreaktoria SNR-2, jonka tehoksi suunnitellaan 1000 - 2000 MWe. SNR-300:n suunnittelu ja rakentaminen tapahtuu yhteistyössä Hollannin (Neratoom) ja Belgian (**Belgonucleaire**) kanssa ja sen on määrä saavuttaa kriittisyys 1977 ja olla kaupallisessa käytössä pari vuotta myöhemmin.

Tärkeä vaihe hyötöreaktorin kehittämiseksi Saksan liittotasavallassa on Interatomin toimittama natriumjähdytteinen prototyyppireaktori KNK-I, joka sijaitsee Karlsruhen ydintutkimuskeskuksessa. Reaktorin lämpöteho on 58 MW ja se on ollut käytössä vuodesta 1972 lähtien. Reaktorisydän on termien sisältäen sirkoniumhydriidiä hidastinaaineena.

KNK-I:n pääasiallinen käyttötarkoitus onkin tutkia natriumjähdytyksen teknologiaa ja siinä onkin kaksi natrium-kiertopiiriä ja toisiopiirissä höyrynkehittimet turbogeneraattoria varten.

Seuraava vaihe hyötöreaktorin kehityksessä on KNK-reaktorin varustaminen nopealla sydämellä. Tällä KNK-~~I~~ reaktorilla, jonka pitäisi valmistua vuoden 1975 aikana, on tarkoitus suorittaa polttoaineen säteilytyksiä ja saada käyttökoemuksia nopeasta prototyyppireaktorista. Reaktorin polttoaine on samanlaista kuin SNR-300:ssa, mutta neutronivuo on jonkin verran pienempi.

KNK-projektien rinnalla Interatom suorittaa laajamittaista komponentti- ja materiaalitutkimusta Bensbergissä sijaitsevassa natrium-teknologian keskuksessa. Siellä on mahdollista testata käyttöolosuhteissa (lukuunottamatta radioaktiivista säteilyä) tärkeimmät SNR-reaktorien komponentit, kuten polttoaineenkäsittelykoneistot ja natriumkiertopumput. Lisäksi keskuksessa on laboratorioita materiaalitutkimusta ja polttoaineen kehitystä sekä natriumkemian varten. Järjestetyn esittelyk~~ä~~än aikana oli tilaisuus tutustua joihinkin koelaitteisiin.

Polttoaine-elementtien käyttäytymistä reaktoriolosuhteissa tutkitaan natriumkiertopiirissä, jonka suurin lämpötila on 650°C ja paine 14 bar. Samanaikaisesti voidaan testata seitsemän täysimittaisen polttoaine- tai hyötöelementin termo-hydrauliset ja värähtelyominaisuudet. Polttoainesauvoissa tapahtuvaa lämmönkehitystä ei kuitenkaan simuloida, vaan natrium kuumennetaan erikseen sähkön avulla. Laitteistossa voidaan myös tutkia täydellisten säätöelementtisysteemien toimintaa sekä normaaliolosuhteissa että oletetuissa häiriötilanteissa.

Eräs tärkeimmistä komponenteista natriumjäähdytteisessä reaktorissa on natriumin kiertopumppu. Näiden valmistaminen on SNR-300 projektissa annettu Hollannin tehtäväksi, **mutta** testaaminen käyttöolosuhteissa tapahtuu Interatomien toimesta Bensbergissä. Testauslaitteistossa saavutetaan natriumin virtaus $5000 \text{ m}^3/\text{h}$ ja lämpötilaa voidaan vaihdella **välillä** $200^\circ - 580^\circ\text{C}$ sekä pumpun kierroslukua välillä $50-980 \text{ r/min}$. Huomattavia tutkimuskohteita ovat olosuhteet kavitaatioilmiön esiintymiselle sekä pumpun käyttäytyminen reaktorin pikasulkua seuraavan äkillisen lämpötilan laskun yhteydessä.

Pumppukoelaitteiston yhteyteen oli myös rakennettu reaktoritankin jäljitelmä, jossa voidaan testata polttoaineen käsittelykoneiston toiminta reaktoriolosuhteissa. Tankin yläosa ja kansi ovat lähes samaa kokoa kuin SNR-300:n tulevat osat ja esimerkiksi kannen halkaisija on $5,70 \text{ m}$, korkeus $2,80 \text{ m}$ ja paino 200 t . Päinvastoin kuin kevytvesireaktoreissa kantta ei avata polttoainevaihdon yhteydessä, vaan elementtien siirrot reaktorisydämen ja sen reunoilla olevien varastopaikkojen välillä tapahtuvat kokonaan astian sisällä argon-ilmakehässä. Tätä varten kansi koostuu kolmesta toisiinsa nähden epäkeskeisesti sijoitetusta kiekosta. ~~Sisimpänä~~ sisimpänä olevaan pienimpään kiekkoon on kiinnitetty polttoaineen siirtämiseksi tartuntalaite, joka voidaan kiekkoja toisiinsa nähden **kiertämällä** asettaa tarkasti jokaisen elementin yläpuolelle. Uloimmassa eli suurimmassa kiekossa on läpivienti polttoaineen siirtokoneelle, jolla käytetyt elementit viedään reaktoritankista ulkopuoliseen varastoaltaaseen ja tuoreet elementit päinvas- taiseen suuntaan. Koska polttoaineenvaihto tulee tapahtumaan kauko-ohjatusti, on luotettavuudelle asetettava erittäin korkeat vaatimukset. Sen tähden on kaikkien osien toiminta perusteellisesti testattava käyttöolosuhteissa jo reaktorin suunnitteluvaiheessa.

Kolmantena tutustumiskohteena oli laitteisto, jossa reaktorisydämen **komponentteja** testataan vedessä ja ilmassa. Koska tavallisen veden viskositeetti lämpötilassa 50°C on suunnil-

leen sama kuin nestemäisen natriumin reaktorin käyttölämpötilassa, voidaan suuri joukko hydraulisia testejä suorittaa jälkimmäisen asemasta edellisessä. Esimerkiksi jäähdytteen virtauksen tutkimiseksi ja optimoimiseksi SNR-300 reaktorin sydämessä siitä oli valmistettu pleksilasinen malli mitta-kaavassa 1 : 4. Virtauskuvioiden tutkiminen on tällaisella laitteella yksinkertaista, koska voidaan käyttää valokuvaus-tekniikkaa.

Koelaitteistojen ja laboratorioiden lukuisuus ja monipuolisuus, vaikka vain pieneen osaan niistä oli mahdollisuus tutustua, antoi kuvan siitä perusteellisyydestä ja määrätietoisuudesta, jolla Saksan liitotasavalta on lähtenyt kehittämään nopeaa hyötöreaktoria. Nimenomaan yksittäisten komponenttien suunnitteluun ja testaukseen käyttöolosuhteissa kiinnitetään erityistä huomiota. Vaikka työ alalla alkoi huomattavasti myöhemmin kuin naapurimaissa Ranskassa ja Englannissa, on myös Liitotasavallassa jo aloitettu kaupallista kokoa olevan hyötöreaktorin suunnittelu. Sen tähden näiden yleistyminen viimeistään 1980-luvun loppuun mennessä näyttää melko todennäköiseltä.



Atomtechnischer Verein Finnland

Besuch in der Bundesrepublik Deutschland vom 20.–26.10.1974

Besuchsprogramm

Sonntag, 20.10.1974

Ankunft in München mit Flug LH 966 um 17.20 Uhr

Begrüßung der Gäste durch die Herren Mönlich und Rier
 (Kraftwerk Union AG)

Anschließend Fahrt mit dem Omnibus nach München zum Bundesbahnhof, Bahnhofplatz 2

Montag, 21.10.1974

Besichtigung der Baustelle Kernkraftwerk Isar
 Maximale Teilnehmerzahl: 30 Personen

9.30 Uhr Abfahrt vom Bundesbahnhof mit dem Omnibus zur Baustelle Kernkraftwerk Isar (KKI)

11.30 Uhr Ankunft im „Berg-Cafe“, Niederaichbach

Gemeinsames Mittagessen mit den Herren

Dick	} KWU-Bauleitung KKI
Baader	
Glöckle	
Schuster	
Harrer	

13.30 Uhr Beginn der Besichtigung/Führung

Führungsablauf:

1. Besichtigung des Informationszentrums
 Vortrag und Filmvorführung

Vortragende: Herr Steinrück (KKI)
 Herr Dick (KWU)

2. Führung durch das Kernkraftwerk

Die Führung wird von den Herren Dick und Glöckle geleitet.

17.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus zum Flughafen München, Ankunft gegen 19.00 Uhr

19.50 Uhr Abflug mit Flug LH 819 nach Stuttgart

20.30 Uhr Ankunft Flughafen Stuttgart, anschließend Weiterfahrt mit dem Omnibus nach Karlsruhe, Hotel Greif, Eberstr. 17

Von der KWU wird Herr Mönnich an der Besichtigungstour teilnehmen.

Dienstag, 22.10.1974

1. **Führung durch die Werksanlagen der „Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen m.b.H.“ (GWK)**
– maximale Teilnehmerzahl: 25 Personen

2. **Besichtigung der Baustelle Kernkraftwerk Biblis**
– maximale Teilnehmerzahl: 30 Personen

9.30 Uhr Abfahrt vom Hotel Greif mit dem Omnibus nach Leopoldshafen zur „GWK“

10.00 Uhr Ankunft in Leopoldshafen

Begrüßung der Besucher durch die Herren

Dr. Schüller (GWK)

Dr. Huppert (GWK)

Anschließend Vortrag über die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen und Führung durch die Werksanlagen

12.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus zur Baustelle Kernkraftwerk Biblis

13.00 Uhr Ankunft im Gasthaus „Frankenthaler Hof“, Wattenheim

Gemeinsames Mittagessen mit den Herren

Eichele	} KWU-Bauleitung	
Ströber		} Kernkraftwerk Biblis
Klaus		

14.30 Uhr Beginn der Besichtigung/Führung

Führungsablauf:

1. Führung durch das Kernkraftwerk
Die Führung wird von den Herren Eichele und Ströber geleitet.

2. Besichtigung des Informationszentrums
Vortrag und Filmvorführung
Vortragender: Herr Heil

18.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus zum Airporthotel, Frankfurt am Main

Ankunft ca. gegen 19.30 Uhr

Von der KWU wird Herr Mönnich an der Besichtigungstour teilnehmen.

Mittwoch, 23.10.1974

- 1. **Führung durch die Werksanlagen der „Reaktor-Brennelemente GmbH“ (RBG)**
– maximale Teilnehmerzahl: 30 Personen
- 2. **Besuch bei der „Transnuklear GmbH“**
– maximale Teilnehmerzahl: 30 Personen
- 3. **KWU-Abend im Airporthotel, Frankfurt am Main**

8.30 Uhr Abfahrt vom Airporthotel zur RBG, Wolfgang b. Hanau

9.30 Uhr Ankunft in Wolfgang

Begrüßung der Besucher durch
Herrn Roepenack (RBG)

Anschließend Vortrag über die Fertigung von Brennelementen und Führung durch die Werksanlagen der RBG

Ende der Führung 12.00 Uhr

Gemeinsames Mittagessen im Gästekasino der RBG unter Teilnahme von Herrn Dr. Christ (Transnuklear)

Anschließend Vortrag, Film- und Dia-Vorführung durch die Transnuklear

Themen: „Transport von bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen“ sowie „Testprogramme für Behälterentwicklungen“

16.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus zum Airporthotel, Frankfurt am Main

Von der KWU wird Herr Rier an der Besichtigungstour teilnehmen.

19.00 Uhr Gemeinsames Abendessen im Airporthotel, Restaurant „Pergola“, mit Herren der Kraftwerk Union AG

Donnerstag, 24.10.1974

- Führung durch die Werksanlagen der „Gutehoffnungshütte Sterkrade AG“ (GHH)**
– maximale Teilnehmerzahl: 30 Personen

8.30 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus vom Airporthotel zum Flughafen Frankfurt/M.

9.45 Uhr Abflug mit LH 900 nach Düsseldorf

10.30 Uhr Ankunft Flughafen Düsseldorf und Weiterfahrt mit dem Omnibus zum Savoy-Hotel, Düsseldorf, Breitenstraße 2-6

13.30 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus vom Savoy-Hotel zur GHH, Oberhausen 11, Bahnhofstraße 66

14.30 Uhr Ankunft GHH

Begrüßung der Besucher durch Herrn Kreppel (GHH)

Führungsablauf:

1. Vortrag „Kerntechnischer Apparatebau“
2. Filmvorführung „Reaktordruckgefäße und Dampferzeuger“
3. Führung durch die Werksanlagen der GHH unter besonderer Berücksichtigung der Fertigung von Großkomponenten für Kernkraftwerke, u. a. Reaktordruckbehälter

18.00 Uhr Rückfahrt mit dem Omnibus zum Savoy-Hotel
Von der KWU wird Herr Mönnich an der Besichtigungstour teilnehmen.

Freitag, 25.10.1974

Führung durch die Werksanlagen der „Interatom“, Internationale Atomreaktorbau GmbH, Bensberg
— maximale Teilnehmerzahl: 30 Personen

10.30 Uhr Abfahrt mit Omnibus vom Savoy-Hotel nach Bensberg

11.30 Uhr Ankunft Interatom

Begrüßung der Besucher durch Herrn Bodden (Interatom)

Nach einem Einführungsvortrag (einschl. Filmvorführung) gemeinsames Mittagessen im Gästekasino der Interatom

Anschließend Führung durch die Werksanlagen unter besonderer Berücksichtigung von Versuchsanlagen zur Entwicklung und Erprobung von Komponenten in Schnellbrüter-Kraftwerken mit Natrium-Kühlung

Die Führung wird von den Herren Bodden und Benemann geleitet.

16.00 Uhr Rückfahrt mit dem Omnibus zum Savoy-Hotel
Von der KWU wird Herr Mönnich an der Besichtigungstour teilnehmen.

Sonnabend, 26.10.1974

10.30 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus vom Savoy-Hotel zum Flughafen Düsseldorf

12.00 Uhr Abflug mit SK 612 nach Kopenhagen

ANMERKUNGEN

1. Für die Besucher, die nicht an den Führungen (Begrenzung der Teilnehmerzahl) teilnehmen können, ist folgendes Programm vorgesehen:

- 1.1 21.10.1974 9.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus vom Bundesbahnhof zum Kernkraftwerk Gundremmingen, Nähe Günzburg
- 11.30 - 13.30 Uhr Mittagessen in Gundremmingen
- 13.30 - 16.00 Uhr Besichtigung des Kernkraftwerkes
- 16.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus nach Karlsruhe, Hotel Greif, Eberstr. 17
- Von der KWU wird Herr Rier an der Besichtigungstour teilnehmen.
- 1.2 22.10.1974 8.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus vom Hotel Greif zum Kernkraftwerk "Philippsburg I" (KKP I).
- 9.00 - 12.00 Uhr Besichtigung der Baustelle KKP I
- 12.00 Uhr Abfahrt nach Wattenheim
- Dort Zusammentreffen mit den Besuchern der "GWK" und gemeinsames Mittagessen
- 15.00 Uhr Abfahrt nach Frankfurt/M. - Airporthotel - für die Gäste, die nicht an der Führung "Kernkraftwerk Biblis" teilnehmen
- Von der KWU wird Herr Rier an der Besichtigungstour teilnehmen.
- 1.3 23.10.1974 Den Besuchern steht ein Reisebus für die Zeit von 9.00 Uhr bis 16.00 Uhr zur Verfügung. Es ist eine Rundfahrt in die Umgebung von Frankfurt - mit einem Mittagessen im Gästekasino der KWU - vorgesehen.
- 1.4 24.10.1974 12.00 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus vom Savoy-Hotel in Düsseldorf zum KWU-Werk Mülheim
- 12.30 Uhr - 14.00 Uhr gemeinsames Mittagessen in Mülheim
- 14.00 - 16.30 Uhr Werksbesichtigung
- 16.30 Rückfahrt mit dem Omnibus zum Savoy-Hotel

1.5 25.10.1974 10.30 Uhr Abfahrt mit dem Omnibus vom Savoy-Hotel in Düsseldorf zum KWU-Werk Mülheim

11.00 - 13.30 Uhr Werksbesichtigung

Anschließend gemeinsames Mittagessen und Rückfahrt zum Savoy-Hotel

2. Während der Aufenthalte an den einzelnen Besichtigungsorten werden die Omnibusse bewacht. Reise- und Handgepäck können somit im Omnibus verbleiben.

3. Alle Vorträge werden in deutscher Sprache gehalten.

4. Bitte nehmen Sie keine Fotoapparate/Filmkameras mit auf die Baustellen/Werksanlagen, da dort das Fotografieren/Filmen nicht gestattet ist.

ATOMTECHNISCHER VEREIN FINNLAND

Exkursion nach Deutschland 1974

Teilnehmerliste

Firma	Name	Firma	Name
Finnatom	Graae, Tapani	Wailac Oy	Malkamäki, Simo
"	Laako, Tero		
"	Wilhelmson, Stefan	Ins.tsto Aito	
"	Hyvärinen, Reino	Ojala	Ojala, Aito
Rauma-Repola Oy	Holmström, Paavo		Saraoja, E.
Hels. kaup.sähköl.	Seppä, Matti	SFL	Laaksonen, Jukka
"	Tiainen, Olli	Suomen Sandvik	Aro, Kari
"	Aho, Martti		
Imatran Voima Oy	Kianne, I.	Strömberg	Vihersalo, Matti
"	Nygårdas, C-G.	Sähköliikkeiden	
"	Malinen, H.	Oy	Sihvola, Heikki
"	Mikola, J.	Oy Tampella Ab	Nyberg, Pauli
"	Carling, I.	Konepaja	
"	Koskinen, K.	"	Riihimäki, Reino
VTT	Mankamo, Tuomas	Wärtsilä Helsinki	Perttuli, Risto
"	Forstén, Jari	Wärtsilä, Järven-	
"	Törrönen, Kari	pää	Henrichson, Olle
"	Komsi, Matti	"	Uomala, Vilho
"		"	Pykönen, J.
"	Tarjanne, Risto		
"		Teollisuuden	
"	Vuori, Seppo	Voima Oy	
"	Kaloinen, Elja	"	Kosunen, E.
"	Hiismäki, Pekka	"	Raumolin, H.
Valmet Oy	Biaudet, Ali	"	Usvasalo, O.
Valmet Rautpohja	Blom, Seppo		
"	Johansson, Heikki	Ekono	Aro, Pentti
		Oy W. Rosenlew Ab	Söderman, Jarmo.