

APRI 3
Accident Phenomena of Risk Importance

Slutrapport

Juli 1999

APRI 3
Accident Phenomena of Risk Importance

Slutrapport

Juli 1999

SKI Projektnummer
95002, 95036, 96046, 96050,
97212, 98140, 98182 och 98257

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

1 INLEDNING

- 1.1 Mål
- 1.2 Organisation och arbetsformer
- 1.3 Erfarenhetsutbyte och seminarier
- 1.4 Rapportering
- 1.5 Referenser

2 FORSKNING OM SVÅRA HAVERIER

- 2.1 Internationell forskning inom svåra haverier
- 2.2 Forskning om svåra haverier vid KTH
- 2.3 PHEBUS - Experiment med härdsältnor
- 2.4 ACE- och ACEX-experiment
- 2.5 Referenser

3 SMÄLTANS KYLBARHET I REAKTORTANKEN

- 3.1 Bakgrund
- 3.2 Inventering av olika bottengenomföringar i ABB Atoms BWR
- 3.3 Småskaliga experiment för studie av reaktortankens och tankgenomföringars kylmekanism vid härdsältnor
- 3.4 Beräkningar med programmet PASULA
- 3.5 Allmänna slutsatser
- 3.6 Referenser

4 RISKBEDÖMNING AV FENOMEN (RAF)

- 4.1 Bakgrund
- 4.2 Syfte
- 4.3 Identifiering och undersökning av riskdominerande fenomen
- 4.4 Sammanfattning
- 4.5 Referenser

5 SAMMANFATTNING OCH SLUTSATSER

- 5.1 Måluppfyllelse
- 5.2 Sammanfattning av projektet
- 5.3 Slutsatser
- 5.4 Rekommendationer

1 INLEDNING

Kraftföretagen i Sverige och SKI har under en följd av år samarbetat inom forskningsområdet svåra reaktorhaverier. De svenska parterna har tidigare bedrivit forskningssamarbete inom projekten FILTRA, RAMA, RAMA II, RAMA III, HAFOS, APRI och APRI 2. TVO har tidigare deltagit i projektet APRI.

Projekten FILTRA och RAMA var knutna till processen att utforma, genomföra och verifiera de haveriförebyggande och konsekvenslindrande åtgärder som nu har genomförts vid samtliga svenska och finska kärnkraftverk.

I projekten HAFOS, APRI och APRI2 var en uppgift att följa internationella projekt, främst NRC:s forskningsprojekt CSARP, samt ACE, som leds av EPRI. En annan uppgift var att stödja eget arbete inom Sverige för att erhålla fördjupad kunskap om viktiga fenomen vid härdsmälteförlopp samt att ta fram metoder för att kunna använda denna kunskap vid PSA nivå 2 studier.

APRI 3 projektet som löpt under åren 1996 - 1998 har i stora drag haft samma inriktning som tidigare APRI-projekt.

1.1 MÅL

Projektet APRI 3 skall organiseras och arbeta på ett sådant sätt att följande tre mål uppfylls;

- Att följa internationella forskningsprojekt inom svåra haverier där resultaten kan ha direkt betydelse för kärnkraftreaktorerna i Sverige och Olkiluoto, Finland. Detta inkluderar den forskning om svåra haverier som bedrivs på institutionen för reaktorsäkerhet på KTH. Forskningsresultaten skall utvärderas, bearbetas och på lämpligt sätt förmedlas till personal på kärnkraftverken.
- Att utveckla metoder för att probabilistiskt värdera fenomen vid svåra haverier som har betydelse för PSA nivå 2 studier, och att sedan använda dessa metoder för att kvantifiera sannolikheten för olika skademekanismer som kan hota inneslutningen vid svåra haverier.
- Att klarlägga vilka möjligheter det finns att kvarhålla en härdsmälta i reaktortanken så att den förhindras att komma ut i reaktorinneslutningen.

Ett ytterligare mål har varit att där så är lämpligt använda svensk och finsk expertis för att hjälpa till att bygga upp och vidmakthålla kompetensen gällande svåra haverier i dessa länder.

1.2 ORGANISATION OCH ARBETSFORMER

APRI 3 projektet har bedrivits under 1996 - 1998 med en total kostnadsram av 12,5 MSEK.

SKI och kraftföretagen har bidragit med hälften var till denna budget.

Projektet har varit underställt en styrgrupp med representanter från SKI och kraftbolagen enligt nedan.

FKA, Gustaf Löwenhielm, ordförande
SKI, Oddbjörn Sandervåg
Ringhals, Sven Jacobson/Björn Myhrberg/Anders Henoeh
OKG, Mauritz Gärdinge
BKAB, Göran Larsson/Peter Jacobsson/Erik Larsen
TVO, Heikki Sjövall

Styrgruppen har haft 10 möten och alla beslut har varit enhälliga.

Arbetet inom projektet har varit uppdelat i sex delprojekt med var sin delprojektledare.

1.2.1 Delprojekt - Deltagande i CSARP

Uppföljning av NRCs internationella forskningsprogram, Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP), har skett under den tid projektet har pågått. Genom att delta i CSARP har vi tillgång till alla de resultat som framkommer och till uppdateringar till de kodpaket som utvecklas t ex MELCOR, CONTAIN och SCDAP/RELAP5. Wiktor Frid, SKI, har varit delprojektledare.

En redogörelse för denna verksamhet ges i avsnitt 2.1

1.2.2 Delprojekt - Deltagande i ACE/ACEX

EPRI har sedan 1988 bedrivit ett experimentprogram ACE (Advanced Containment Experiments) där en smälta innehållande urandioxid får växelverka med vatten och betong under realistiska förhållanden. 1993 påbörjades ett uppföljningsprojekt, ACEX (ACE analysis EXtension) för att ta fram beräkningsmodeller och vid behov komplettera med småskaliga experiment. Sverige har deltagit i dessa experiment från början och fortsatte att göra så inom APRI 3. Delprojektledare har varit Gustaf Löwenhielm, FKA, som även representerat Sverige i styrgruppen (PB) och vid tekniska möten (TAC) fram till och med 1996. Från och med 1997 deltagar Professor Raj Seghal, KTH, som svensk representant vid tekniska möten.

Projekt ACE/ACEX beskrivs i avsnitt 2.4.

1.2.3 Delprojekt - Deltagande i PHEBUS

Sedan början av 90-talet har det pågått ett experimentprogram - PHEBUS - i forskningsanläggningen Cadarache, Frankrike, under ledning av franska atomenergikommissionen CEA och europeiska kommissionens forskningscentrum JRC. När Sverige blev medlem i EU fick vi fri tillgång till resultaten från bl a PHEBUS-projektet. Projektet är av stort intresse då man under realistiska förhållanden smälter ett bränsleelement i en reaktorhård och sedan följer hur de frigjorda klyvningprodukterna transporteras och deponeras i primärsystem och inneslutning. Oddbjörn Sandervåg har varit ansvarig inom APRI 3 för att bevaka och följa upp detta projekt. Till sin hjälp har han haft Professor Jan-Olof Liljenzin, CTH.

PHEBUS beskrivs närmare i avsnitt 2.3

1.2.4 Delprojekt - KTHs reaktorsäkerhetsforskning

Vid institutionen för reaktorsäkerhet vid KTH bedrivs sedan några år ett brett upplagt forskningsprogram inom svåra haverier under Professor Raj Sehgal's ledning. Inom institutionen finns såväl teoretisk som experimentell expertis och det sker en nära samverkan mellan experiment och modellutveckling. APRI 3, jämte flera olika internationella organisationer stöder denna forskning. Delprojektledare har varit Wiktor Frid, SKI.

Verksamheten vid KTH beskrives i avsnitt 2.2.

1.2.5 Delprojekt - Kvarhållande av härdsmältan i reaktortanken

Undersökningarna av förhållandena i reaktortanken i TMI-2 visade att ca 20 ton av hårdens hade smält men sedan stelnat på botten av reaktortanken utan att tränga ut till inneslutningen. Om smältan kvarhålls i tanken vid ett svårt haveri kan konsekvenserna begränsas speciellt vad gäller risken för att inneslutningens integritet går förlorad. APRI 3, tillsammans med andra intressenter från bl a USA och Japan, har beställt småskaliga experiment av Fauske and Associates, Inc (FAI) för att studera de fenomen som kan bidra till att en härdsmälta inte smälter igenom reaktortanken. VTT har använts för att göra en beräkningsmodell av försöken samt utföra beräkningar. Delprojektledare har varit Ferenc Müller, ES-konsult.

Projektet beskrivs i kapitel 3.

1.2.6 Delprojekt - Riskbedömning Av Fenomen (RAF)

Vid PSA Nivå 2 studier är det nödvändigt att i sannolikhetstermer kunna ange konsekvenserna av de fenomen vid ett svårt haveri som kan påverka reaktorinneslutningens förmåga att verka som en barriär mot aktivitetsutsläpp. Delprojekt RAF har dels identifierat de olika fenomen som kan utgöra hot mot inneslutningen, dels djupstuderat dessa fenomen för att kunna ange sannolikheten

för att ett visst fenomen skall leda till förlust av inneslutningens täthet. Delprojektledare har varit Veine Gustavsson, Vattenfall Energisystem, och mycket av arbetet har utförts av Sehgalkonsult och ABB Atom.

Projektet beskrivs i kapitel 4.

1.3 ERFARENHETSUTBYTE OCH SEMINARIER

En rapport med titeln "APRI 3 project - Continued Research Concerning Severe Accident Phenomena and Management in Sweden" presenterades vid konferensen i Slovakien 1997.

APRI 3 var representerat av två deltagare vid "OECD/CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability" i Garching, Tyskland, som hölls 98-08-03--05.

Utöver detta har deltagande skett i olika möten inom respektive delprojekt vilket redovisas på annan plats i denna rapport.

Ett seminarium arrangerades av APRI 3, 97-11-05--06, där projektets resultat så långt presenterades. Mötet vände sig i första hand till kraftbolagens personal men det var deltagande även från ABB-Atom, konsultbolag och KTH. Totalt deltog ca 50 personer. Särskilt inbjuden var Peter von der Hardt som vid denna tidpunkt var projektledare för PHEBUS. Vi fick en fyllig och detaljerad presentation av de resultat som hittills erhållits från PHEBUS-projektet samt vilka experiment som planerades för framtiden.

Ett APRI 3 slutseminarium arrangerades i Aspenäs herrgård, 99-04-15--16, där resultaten för APRI 3 redovisades. Målgruppen var samma som för seminariet ovan och totalt deltog cirka 50 personer. Särskilt inbjuden till seminariet var Robert Henry, FAI, som redovisade sin syn på ångexplosioner och smältans kylbarhet i inneslutningen. I samband med detta seminarium genomfördes ett tekniskt möte 99-04-14 med APRI 3 styrgrupp med särskilt inbjudna personer, främst Professor Raj Sehgal, KTH, och Robert Henry, FAI. På seminariet behandlades ångexplosioner och smältans kylbarhet i inneslutningen för att reda ut oklarheter om dessa fenomen och hur dessa oklarheter skulle kunna utredas vidare. Se vidare ref. 1-1.

Inför avslutandet av projekt APRI 3 gjorde styrgruppen en studieresa där man under en vecka besökte Forschungszentrum Karlsruhe, i Tyskland, JRCs forskningsanläggning i ISPRA, Italien, CEAs forskning i Grenoble och PHEBUS i Cadarache, Frankrike. Styrgruppen fick en detaljerad bild av de aktiviteter som pågick och planerades inom området svåra haverier vid de olika forskningsanläggningarna. Intresset för samarbete var stort. Det som verkar mest lovande från APRI:s synpunkt är ett fortsatt närmare samarbete med PHEBUS-projektet.

1.4 RAPPORTERING

För delprojektet RAF och delprojektet "Smältans kylbarhet i reaktortanken" finns separata slutrapporter skrivna på engelska. För övriga delprojekt sker ingen separat slutrapportering utöver det som sker i denna slutrapport. De olika delprojekten har genererat delrapporter, reserapporter och dylikt vilket framgår av referenslistan i varje kapitel.

1.5 REFERENSER

- 1-1 L. Hammar, S. Rolandson, "Meeting on Risk of Containment Failure during a Severe Accident in Swedish LWRs", Aspenäs Herrgård, 1999-04-14.

2 FORSKNING OM SVÅRA HAVERIER

2.1 INTERNATIONELL FORSKNING INOM SVÅRA HAVERIER

2.1.1 CSARP - NRCs forskningsprogram

CSARP står för ”Cooperative Severe Accident Research Programme” och var från början NRC’s (Nuclear Regulatory Commission), d.v.s. den amerikanska kärnsäkerhetsmyndighetens forskningsprogram om svåra haverier. Det är också en fortsättning på NRC’s forskningsprogram som startade efter TMI-haveriet då stora satsningar gjordes inom området svåra haverier inklusive utveckling av beräkningskoder för haverianalys.

Numera deltar de flesta kärnkraftsländer, inklusive Sverige och Finland, i CSARP-programmet där man utbyter forskningsresultat och erfarenheter samt gemensamt diskuterar inriktning och prioriteringar av fortsatt forskning inom området svåra haverier. CSARP-möten hålls två gånger per år, ett större möte i maj månad och ett kortare i oktober.

I detta avsnitt presenteras en kort sammanfattning av den forskning som har redovisats inom CSARP under åren 1996-98, där Sverige bidragit genom projektet APRI 3. En översikt ges av olika organisationers senaste program samt en kort sammanfattning av forskningen inom vissa specialområden. Redovisningen nedan är baserad på reserapporter från CSARPs maj- och oktober-möten under perioden. (ref 2-1 - 2-4)

2.1.2. Översikt av olika organisationers program

Det amerikanska forskningsprogrammet har varit ledande och omfattat det mesta inom området svåra haverier. Programmet omfattar nationella projekt såväl som deltagande i internationella projekt. På grund av begränsade resurser under senare år är emellertid inriktningen på den fortsatta forskningen fokuserat på följande:

- Bevarande av nödvändig kompetens inom beräkningskoder och experimentprogram där experimentella program bör fokusera på risksignifikanta fenomen/processer där det finns stor osäkerhet.
- Exempel på pågående nationella program är studier om tankväggens hållbarhet under olika värme- och tryckbelastningar vid Sandia National Laboratories (SNL), studier om detonation av vätgas vid höga temperaturer vid Brookhaven National Laboratory (BNL), studier om växelverkan zirkonium/vatten vid Argonne National Laboratories (ANL), studier om ångexplosioner vid Univ. of Wisconsin, studier om kylning på tankens utsida vid Pennsylvania State University (PSU), studier om kylning av smältan inuti tanken vid Fauske & Associates Inc. (FAI).

- Deltagande i internationella experimentprogram som t ex RASPLAV, PHEBUS, FARO/KROTOS, etc vilka beskrivs i mer detalj senare.

Det **franska forskningsprogrammet** bedrivs huvudsakligen av **IPSN** (Institute de Protection et de Sûreté Nucleaire). Här har man under åren utvecklat ett integrerat kodsystém ESCADRE för källtermsberäkningar. Detta har skett parallellt med ett ambitiöst experimentprogram. Inom ramen för samarbetet med tyska GRS håller man för närvarande på att utveckla en integrerad kod kallad **ASTEC** som bl a skall användas för PSA nivå 2 beräkningar. ASTEC kommer att vara baserad på både IPSNs ESCADRE och GRSs RALOC-FIPLOC. Den första versionen har nyligen släppts ut. För ytterligare utveckling av koden planerar man att i nästa etapp genomföra experiment inom följande områden:

- PHEBUS-experimenten och ett antal mindre experiment för att studera härdnedsmältning samt frigörelse och transport av fissionsprodukter. PHEBUS-experimenten beskrivs närmare i avsnitt 2.3.
- Växelvekan smälta/kylmedel.
- Fördelning av härds smälta på bottenplattan i inneslutningen efter tankgenoms mältning, vilket är av betydelse för utveckling av s k "härdfångare" för framtida reaktorer.
- Vätgasfrågan inklusive motmedel mot vätgas har ägnats allt större uppmärksamhet på senare år. Den linje som Frankrike valt är densamma som i Belgien och Tyskland, dvs installation av katalytiska rekombinatorer. Detta kommer att gälla alla franska PWR. Innan detta sker kommer ett utprovning s program att genomföras. Bl a kommer provbitar av katalytiska rekombinatorer att sättas in i PHEBUS, för att kontrollera hur dessa klarar svår haverimiljö.

Det **tyska forskningsprogrammet** bedrivs huvudsakligen vid **FzK** (Forschungszentrum Karlsruhe). Här är man i hög grad inriktat på **EPR** (European Pressurized Reactor) som är ett samarbetsprojekt mellan kraftindustrin i Frankrike och Tyskland för att ta fram en framtida PWR. En stor del av resultaten är även tillämpbara på existerande reaktorer. De viktigaste frågorna som studeras är följande (frågorna inkluderar både kodutveckling och experiment):

- Nedsmältning s förloppet i reaktortanken
Koder: SCDAP/RELAP5, MELCOR och ICARE2
Experiment: QUENCH
- Ångexplosioner
Experiment: QUEOS, PREMIX, ECO och BERDA

- Smältans beteende i inneslutningen
Koder: COSACO
Experiment: KAJET, KAPOOL och COMET
- Vätgasfrågan, speciellt motmedel mot vätgas är det mest aktuella för existerande reaktorer. Principbeslut har tagits att sätta in katalytiska rekombinatorer i tyska PWR för att ta hand om vätgas vid svåra haverier.
- Kylning av inneslutningen vid långvarigt haveriförlopp

Det **japanska forskningsprogrammet** vid **JAERI** (Japan Atomic Energy Research Institute) omfattar framför allt projektet ALPHA (Assessment of Load and Performance of Containment in Hypothetical Accidents) där man undersöker fenomen som kan äventyra integriteten hos både reaktortank och inneslutning. Inom ALPHA-programmet utförs experiment inom områden som ångexplosioner, smälta-betongreaktioner, fissionsprodukters beteende, läckage via genomföringar. Programmet är ambitiöst och långsiktigt och det kommer att ta lång tid innan användbara resultat kommer fram.

Det **sydkoreanska forskningsprogrammet** vid **KAERI** (Korea Atomic Energy Institute) är uppdelat i tre etapper. Den första avslutades 1997 och innehöll experiment om haverifenomen, främst ångexplosioner och direkt uppvärmning av inneslutningsatmosfären samt utveckling av modeller för beräkningsprogram. I etappen som sträcker sig under perioden 1997-2001, undersöker man möjligheten att hålla smältan kyld i tanken genom att en spalt bildas mellan smältans bottenyta och tankens insida. Här har man använt sig av simulanta smältor med hög temperatur och i dessa fall har tankgenoms smältning inte inträffat. I alla tester var tanken intakt vilket visar att kylning via ett sådant gap kan vara en förklaring till att tankgenoms smältning inte inträffade i TMI-2. Detta program har stora likheter med det arbete som APRI-3 har deltagit i och som beskrivs närmare i kapitel 3. KAERI planerar också en etapp 3 (2002-2006), som kommer att handla om nya reaktorer.

Det **svenska forskningsprogrammet** består i korthet av följande delar:

- APRI-3 (Accident Phenomena of Risk Importance)
- Deltagande i NKS (Nordiskt samarbetsprogram om kärnkraftssäkerhet)
- Projekt inom EU's 4:e ramprogram
- Deltagande i de internationella projekten RASPLAV och FARO som ej ingår i APRI-3

Kanada, Storbritannien och **Argentina** har forskningsprogram för svåra haverier vars verksamhet rapporteras inom CSARP.

EUs 4:e ramprogram (1994-1998) innehöll följande områden:

- Härdnedsmältning och smältans kylbarhet (8 projekt)
- ”Ex-vessel” fenomen (4 projekt)
- Källtermer (10 projekt)
- Inneslutningsfenomen (8 projekt)
- Haverihantering (5 projekt)
- Åldring av komponenter (7 projekt)
- Innovativa reaktorkoncept (9 projekt)

Det 5:e ramprogrammet finns nu utformat i mycket grova drag. En preliminär budget finns liksom ett antal områden, som kommer att prioriteras. Dessa är åldring (av komponenter), man-maskinfrågor och haverihantering. Man kommer med stor sannolikhet att prioritera områden som t ex driftsäkerheten hos nuvarande reaktorer, bränslecykelns säkerhet, säkerhet och effektivitet hos framtida system, strålskydd, etc. EU´s budget för kärnkraftssäkerhet för det 5:e ramprogrammet kommer att ligga omkring 180 MECU (1 ECU är ca 9 SEK).

2.1.3. Sammanfattning av specialområden

2.1.3.1 Smältförloppet i reaktortanken

För att studera härdsmältans uppträdande i reaktortanken pågår följande forskningsprogram:

- Studier av bränslets nedsmältning samt frigörelse och transport av fissionsprodukter i PHEBUS-projektet. Detta beskrivs mera utförligt i avsnitt 2.3.
- Studier om smältans relokering i härden under smältförloppet pågår vid SNL;
- Studier om Zr-kapslingens beteende vid återflödning pågår vid FzK;

Vid SNL (USA) avslutades nyligen XR-experiment (XR=ex-reactor) där syftet var att undersöka hur en metallisk smälta relokteras i härden under smältförloppet i en BWR, framförallt om en blockering kan bildas i nedre delen av härden. För detta ändamål använde man en 0,5 m lång testsektion som representerar nedre delen av härden, inklusive härdplattan och alla relevanta konstruktionsdetaljer (GE-design). Testsektionen var byggd av reaktormaterial och bestod av 32 UO₂ stavar med Zirkaloy-2 kapsling, en Zirkaloy-4 box, ett B₄C-styrstavsblad och en Zirkaloy-4 spridare. Som mätutrustning användes termoelement, röntgenutrustning, gammatomografi, etc. Från experiment har följande observerats:

- Blockeringar bildades vilket ledde till att smältan samlades ovanför härdplattan

- Snabb relokering av smältan när blockeringen brast
- Ungefär 50% av smältan relokerade under härdplattan
- Bränslestavar påverkades kraftigt av metallisk smälta
- Inga skador på härdplattan

Vid **FzK** (Tyskland) pågår experimentella undersökningar av Zr-kapslingens beteende vid återflödning av en frilagd härd. Man studerar bl a oxidation och vätgasproduktion när en överhettad kapsling snabbt kyls av vatten. Syftet med dessa tester är att erhålla data för utveckling och validering av återkylningsmodeller. En serie experiment har genomförts i en försöksuppställning kallad QUENCH där man upphettar en ca 15 cm lång bränslestav till 1000-1600 °C. Den kyls sedan hastigt ner genom att en omgivande vattencylinder snabbt höjs runt staven. Under förloppet har följande fenomen observerats:

- Den högsta temperaturen uppnåddes i bränslet under återvätning p g a den exoterma reaktionen mellan zirkonium och vattenånga.
- Upp till 80% av den vätgas som bildades producerades under återflödningen.
- Ca 70% av de flyktiga fissionsprodukterna frigjordes under återflödningen.

En slutsats av dessa experiment är att återflödning av en skadad härd kan ge en ökning av effektutvecklingen i härden.

2.1.3.2 Reaktortankbottens integritet

Programmet syftar till att studera härdsmältans uppträdande i reaktortankens botten med eventuell tankgenomsältning samt att undersöka om det finns förutsättningar för att kunna behålla härdsmältan i reaktortanken genom inre eller yttre kylning av tankbotten. Inom detta program pågår följande forskning:

- Studier om smältans inverkan på tankvägg, hålutvidgning vid tankgenomsältning, etc. på KTH;
- Studier om kylning av smältan på tankbotten pågår vid FAI;
- Studier om kylning på tankens utsida pågår vid PSU;
- Studier om tankväggens hållbarhet under olika värme- och tryckbelastningar pågår vid SNL;

- Studier om värmebelastning på tankväggen med prototypisk smälta i RASPLAV-projektet;

Vid **KTH** bedriver man både teoretiska och experimentella studier av bl a hålutvidgning vid tankgenomsältning, termisk belastning från härdsälta, konvektion i härdsälta. Vissa arbeten ingår i APRI-3 och beskrivs närmare i avsnitt 2.2.

Vid **FAI** pågår experiment på temat kylning av smältan i reaktortanken genom att ett gap bildas mot tankbotten. Programmet hos FAI stöds av APRI 3 och beskrivs utförligt i kapitel 3.

Vid **PSU** pågår experiment med kylning av reaktortanken utifrån med vatten. Speciellt har man i dessa försök undersökt inverkan av termisk isolering av tanken. I försöken varierades vidare värmeflödet ($0,01-1,2 \text{ MW/m}^2$), väggjockleken och vattentemperaturen. Resultaten från dessa experiment används för utveckling av modeller, som sedan skall kunna tillämpas på reaktorer.

Vid **SNL** pågår experimentella undersökningar av hur tankbotten deformeras och brister under varierande tryck och temperatur. Målet med detta program är dels att få en uppfattning om tidsförlopp och det sätt på vilket tankgenomsältning sker, dels att utveckla modeller för beräkningar av förloppet i reaktorer. Ett problem i detta sammanhang är att osäkerheterna i materialdata är stora vid de temperaturer det här är frågan om.

RASPLAV-projektet, som utförs vid Kurchatovinstitutet (Ryssland), är ett unikt forskningsprogram där prototypisk smälta används, dvs en blandning av UO_2 , ZrO_2 och Zr, som motsvarar det förväntade vid en härdsälta. Syftet är att studera härdsältans uppträdande i tankbotten vad gäller värmetransport, kemiska reaktioner och bildande av krusta samt att bestämma fysikaliska data för aktuella material vid höga temperaturer. I projektet har man genomfört experiment med smältmängder på upp till 200 kg. Experimenten har givit viktig information om bl a kemiska reaktioner och materialegenskaper vid höga temperaturer. Parallellt med experiment, bedriver man även teoretiska analyser och utveckling av avancerade koder.

Ett intressant resultat från senaste test med 200 kg smälta är att det finns en benägenhet för skiktning i prototypisk smälta. Detta visade sig genom bildning av två skikt med olika densitet och olika U/Zr förhållanden. Det övre skiktet av smältan innehöll mer zirkonium och hade en densitet som var ca 20% lägre. Skiktningen kan påverka den konvektiva cirkulationen i smältan och öka den termiska belastningen på reaktortankens vägg. Det är dock inte säkert att skiktning kan förekomma under verkliga förhållanden. Detta beror på att dataunderlaget idag inte är tillräckligt för att förstå vilken inverkan som t ex variationer i smältans sammansättning kan ha på benägenheten för skiktning.

2.1.3.3 Växelverkan smälta/kylmedel och smältans kylbarhet

Att kunna kyla härdsmltan när den befinner sig på botten av reaktorinneslutningen är väsentligt för både PWR och BWR eftersom smältan annars angriper betongen, och inneslutningens täthet förloras när denna process gått tillräckligt långt. Studier om detta pågår vid ANL (MACE-experimenten) och vid KTH.

Det övergripande syftet med forskningen om växelverkan mellan smälta/kylmedel är att ta fram modeller och program som kan användas för att beräkna påkänningar på inneslutningen orsakade av en ångexplosion. Inom området pågår följande forskning:

- FARO och KROTOS programmen vid JRC (Joint Research Centre) i Ispra (Italien);
- Studier om smältans fragmentering pågår vid KTH;
- Forskning om ångexplosioner pågår vid Univ. of Wisconsin;
- Studier om ångexplosioner pågår vid FzK;
- Studier om växelverkan smälta/vatten pågår vid ANL;

EPRI leder ett program MACE ("Melt Attack and Coolability Experiment") för att lösa frågan om smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning. Experimenten utförs vid ANL. Se vidare avsnitt 2.4.

Programmen **FARO** och **KROTOS** som pågår vid JRC i Ispra syftar till att få fram resultat som kan användas för utveckling av beräkningsprogram. Verksamheten kan uppdelas i följande huvudaktiviteter:

- Storskaliga kylbarhetsexperiment (med upp till 200 kg prototypisk smälta) i FARO där man låter smältan falla ner i en vattenbassäng. Parametrar som kan varieras är vattendjup, systemtryck, smältans sammansättning, mängd smälta, vattentemperatur.
- Småskaliga experiment (med 1-6 kg prototypisk smälta) i KROTOS där man varierar smältans sammansättning, vattnets underkylning, trycket och den energi som tillförs för att trigga ångexplosionen.
- Utveckling av beräkningsprogram som t ex COMETA

I FARO-programmet har man under det senaste året genomfört en test för att undersöka smältans utbredning ("melt spreading") och två tester för att studera smältans kylbarhet ("quenching tests"). De två senare testerna genomfördes vid ett relativt lågt systemtryck (~0.5 MPa) jämfört med

tidigare. Man använde sig av 129 respektive 165 kg prototypisk smälta. Smältstrålens diameter var 100 respektive 50 mm. I tidigare tester som genomfördes vid högre systemtryck, erhöles god överensstämmelse med beräkningar för tryckuppbyggnaden i systemet. I de två ovannämnda testerna gav beräkningarna dock sämre överensstämmelse för tryckuppbyggnaden. Detta kan vara en indikation på att mekanismerna för smältstrålens sönderdelning ("break-up") ej är tillräckligt klarlagda.

I programmet KROTOS har två tester med prototypiska smältor (runt 4 kg) genomförts med och utan trigger samt ett test med aluminiumoxid (1.5 kg) utan trigger. I fallet med prototypisk smälta utan trigger har ingen ångexplosion inträffat men däremot fick man en mild ångexplosion med en stark trigger. Testen med smälta av aluminiumoxid resulterade i en kraftig ångexplosion.

Vid **KTH** pågår forskning om ångexplosioner och utbredning av smälta. Se vidare avsnitt 2.2.

Vid **University of Wisconsin** pågår också forskning om ångexplosioner. Verksamheten består av dels småskaliga experiment, dels modellutveckling. Försöksuppställningen som används har en volym på ca 9 liter. Bränslet simuleras med smält tenn eller aluminium. Följande parametrar varierar: triggning av ångexplosion, smältans massa, smältans temperatur, vattnets temperatur och volymförhållandet smälta/vatten. Resultaten används för utveckling av programmen TEXAS och IFCL. Samma tendens finns som i försöken vid ISPRA, dvs att energiutbytet är lågt för urandioxidsmältor.

Vid **ANL** har experiment utförts för att bestämma energibidraget från den exotermiska reaktionen (oxidation) mellan zirkonium och vattenånga när en smälta bestående av Zr och ZrO_2 släpps ner i en behållare med vatten.

Den uppmätta energin vid ångexplosionerna är betydligt mindre än den totalt tillgängliga (termiska+kemiska) energin (ca 2-3% av hela energiinnehållet). Dock är bidraget från den kemiska energin en betydande andel av den frigjorda energin.

Vid **FzK** genomförs experiment (BERDA) för att få fram vilka dynamiska påkänningar från en ångexplosion som en reaktortank tål. De resultat man hittills fått fram tyder på att reaktortanken klarar belastningarna.

Andra experimentprogram är QUEOS och PREMIX där syftet är dels att förbättra förståelsen av de fenomen som ingår i den första fasen ("premixing") av en ångexplosion, dels att få fram data för validering av beräkningsprogram. I QUEOS-tester får ett mycket stort antal (upp till 50 000) små upphettade metallkulor av molybden eller zirkonium falla ner i en behållare med ca 0,5 m³ vatten.

Man varierar kulornas antal, storlek, densitet och temperatur. Vidare varierar man volymandelen smälta/vatten och vattnets underkylning. I PREMIX-tes-

ter används oxidsmälta som får strömma ner i en vattenbassäng. Smältmängden är 10-20 kg och vattendjupet 0,5-1,6 m. Man undersöker benägenheten för ångexplosion och det partikelspektrum som erhålles.

Vid **ERI** (Energy Research Institute) i Rockville (USA) pågår forskning om vilka belastningar ångexplosioner i en PWR-inneslutning kan förorsaka på väggarna i kaviteten (nyckelhålsutrymmet) under reaktorn. Man har analyserat fyra fall, varav tre fall med genomsmältning på tankens sida och med olika vattennivå i kaviteten (1,3, 2,5 och 4 m) och ett fall med genomsmältning i botten av tanken och med vattennivån 1,3 m. I de fall då genomsmältning sker på sidan av tanken blir belastningarna på kaviteten störst beroende på att om en ångexplosionen då inträffar kommer den närmare en vägg hos kaviteten än om genomsmältning sker centralt i botten av tanken.

2.1.3.4 Vätgasförbränning

För BWR finns risk för vätgasförbränning (deflagration eller detonation) i inneslutningen endast under en kort period vid upp- och nedgång när reaktorinneslutningen är luftfylld. I övrigt under effektdrift är inneslutningen fylld med kvävgas och syreandelen är så liten att vätgasförbränning ej är möjlig. För PWR däremot är inneslutningen alltid luftfylld vid normal drift och risken för vätgasförbränning vid svåra haverier för PWR är därför av stort intresse.

Det finns stora osäkerheter när det gäller vätgasalstring både i och utanför reaktortanken. Osäkerheterna gällande vätgasproduktion i reaktortanken är främst relaterade till tillgängligheten av ånga för oxidation av bränslekapslingen, men även tidsförloppet för härdöverhettningen och möjligheten till återflödning är väsentliga. När det gäller vätgasalstring i reaktorinneslutningen finns stora osäkerheter när det gäller härdsmältans växelverkan med vatten (FCI = Fuel Coolant Interaction) och med betongen (MCCI = Melt Core-Concrete Interaction).

Programmet för att studera vätgasens potentiella hot mot inneslutningens integritet omfattar:

- Studier av detonation vid höga temperaturer pågår vid BNL.
- Studier av passiva katalytiska rekombinatorer som motmedel mot vätgas pågår vid SNL.
- Studier av katalytiska rekombinatorer för CANDU-reaktorer pågår vid AECL.
- Vätgasförbränning orsakad av heta, turbulenta gasstrålar, övergång från deflagration till detonation (DDT), kriterier för utplacering av "gnisttändare" i inneslutningen pågår vid Kurchatovinstitutet (Ryssland).

Vid **BNL** utförs experiment i en testuppställning som kallas HTTF (High Temperature Test Facility) och består av en ståltub med diametern 27 cm och längden 21 m. Syftet är att undersöka hur en detonationsvåg fortplantar sig i en tub och från tuben till en tank. Man har genomfört tester med gasblandningar vid temperaturerna 300 K, 500 K och 650 K vid ett initialtryck av 1 bar. Experiment har utförts dels i slutna tub, dels med öppningar för att simulera en mera realistisk geometri. Resultat har visat att flamfrontens hastighet minskar i närheten av öppningarna.

Vid **SNL** pågår studier för utprovning av katalytiska rekombinatorer i Sandias experimentuppställning Surtsey. Där har tester genomförts för att få information om rekombineringshastighet, strömningsförhållanden och antändning av gasblandningen vid olika sammansättning. Resultaten av dessa experiment har stämt väl med beräkningar.

Vid **AECL** (Atomic Energy of Canada Limited) bedrivs en omfattande forskning om vätgas. Ett led i denna är utveckling av katalytiska rekombinatorer för CANDU-reaktorer. Dessa rekombinatorer startar vid en vätgashalt på 1% vid 20°C och 100% relativ fuktighet. Ett stort utprovningsprogram har genomförts, som visar att AECL's rekombinatorer har god prestanda.

Vid **Kurchatovinstitutet** pågår forskning om vätgas i samarbete med FzK, IPSN och USNRC med syftet att få fram kriterier för DDT (övergång från deflagration till detonation). Testuppställningen består av kanaler med volymen 480 m³. Faktorer som är avgörande för DDT undersöks som t ex gasblandningens sammansättning, geometrin, initieringen av förbränningen, etc. En slutsats är att geometrin hos det utrymme där en vätgasdeflagration sker, har stor betydelse för om en övergång till detonation kan ske. Man har även funnit ett samband som, utgående från ett utrymmes minsta dimension och gasblandningens sammansättning, kan bestämma om en övergång till detonation kan ske eller ej.

2.1.3.5 Direkt uppvärmning av inneslutningsatmosfären

Fenomenet "Direkt uppvärmning av inneslutningens atmosfär" ("Direct Containment Heating", DCH) innebär att ett mindre "lokalt" brott sker i reaktortanken vid högt tryck (t ex brott på en genomföring i reaktortankbotten) och det smälta härdmaterialet antas spridas finfördelat till inneslutningen. En stor del av den termiska och kemiska energin hos den utströmmande finfördelade smältan överförs till atmosfären vilket leder till snabb temperatur- och tryckstegring i inneslutningen.

Forskningen har hittills koncentrerats runt PWR och i dag är frågan så gott som löst för alla amerikanska Westinghousereaktorer med stora torra inneslutningar. Resultaten visar att sannolikheten för brott på inneslutningen i en typisk W-PWR p.g.a. DCH uppgår till 5E-10/år, givet en sannolikhet av 5E-5/år för härdskada. Även för övriga PWR, är sannolikheten för brott på inneslutningen p.g.a. DCH mycket låg. Intressant är däremot att NRC nu

börjat uppmärksamma DCH för BWR. Där anses generellt DCH mindre sannolik än i PWR på grund av den tillförlitliga trycknedtagningen i BWR.

Vid **SNL** pågår analyser av DCH vid lågt drivtryck. De aktuella experimenten hade utförts i Sandia anläggningen Surtsey, där man försökt efterlikna den typ av inneslutningsgeometri som gäller för CE-PWR. Dessa försök visade att trycknedtagning till 10 bar i primärsystemet inte minskade trycket i inneslutningen förutsatt att det finns en fri flödesväg för smältan från kaviteten under reaktortanken till övriga delar av inneslutningen och att genomsmältningen av reaktortanken ger ett stort hål som smältan kan strömma ut genom. Detta har inte några konsekvenser för W-PWR eftersom inneslutningsgeometrin skiljer sig från den i CE-PWR på ett sådant sätt att smältan inte sprids lika lätt ut ur kaviteten.

2.1.3.6 Fissionsprodukternas beteende och källterm

I PHEBUS-reaktorn studeras frigörelse och transport av fissionsprodukter vilket beskrivs närmare i avsnitt 2.3.

Vid **IPSN** (Frankrike) pågår forskning om aerosolfenomen, framför allt i böjda rör av den typ som finns i ånggeneratortuber. Resultaten används för att validera modeller, som sedan kommer att läggas in i större beräkningskoder. En annan del av forskningen handlar om hur man med vattenspray kan tvätta inneslutningens väggar från fissionsprodukter. I undersökningen ingår både experiment och modellutveckling. Vidare utför man jodexperiment där syftet är att få fram en bättre förståelse för de många och komplicerade processer där jod deltar. Man har här valt temperaturer över 100 °C eftersom få experiment har gjorts inom detta område tidigare. Exempel på fenomen som ingår är frigörelse av jod från vatten och bindning av jod på målade ytor.

Vid **AECL** (Kanada) genomför man experiment i NRU-reaktorn för att studera frigörelse och transport av fissionsprodukter från upphettat (upp till 2000 °C) bränsle. Fyra tester med CANDU-bränsle har utförts hittills. Under dessa experiment har man uppmätt mängd och tidpunkt för fissionsprodukternas frigörelse från bränslet och dessutom deponering i rör i primärsystemet. Försök har utförts såväl med färskt som bestrålat bränsle. Överensstämmelsen var god mellan mätningar och beräkningar för frigörelse av fissionsprodukter.

I **Grenoble** har man utfört en serie experiment för att undersöka bildning av aerosoler från styrtavar bestående av silver-indium-kadmium i PWR. I de fem experiment som utförts har mest kadmium frigjorts, därefter indium och minst silver.

Vid **VTT** (Finland) pågår analys av aerosolexperiment i försöksanläggningarna AHMED och VICTORIA med beräkningskoden CONTAIN. I AHMED studeras hygroskopiska och inerta aerosolers beteende vid olika temperaturer och relativ fuktighet. VICTORIA är en modell av Loviisa's inneslutning i

längdskala 1:15 för aerosol- och termohydrauliska experiment. I de resultat som har presenterats överskattade CONTAIN aerosolkoncentrationen.

2.1.3.7 Utveckling av beräkningskoder

Beräkningskoderna för haverianalys kan indelas i följande två grupper:

- Integrerade (riskanalys) koder vilka oftast används för att analysera hela haveriförloppet i både primärsystemet och inneslutningen. Dessa är baserade på relativt enkla modeller som medför korta beräkningstider.
- Mekanistiska koder som är detaljerade och baserade på fysikaliska lagar. De är oftast långsamma.

MELCOR – är en integrerad kod som kan simulera ett haveriförlopp från inledande händelse fram till utsläpp till omgivningen. Det är ett program som fått stor spridning. Listan över användare omfattar 23 organisationer.

SCDAP/RELAP5 – är en mekanistisk kod som används för detaljerade beräkningar på nedsmältningförloppet fram till tankgenomsmältning. Koden kan användas för beräkningar av termohydrauliska förhållanden och även för analys av svåra haverier som t ex härdsmltningförlopp, oxidering av metallkomponenter med väteproduktion, utsläpp och transport av fissionsprodukter i LWR. Koden är en kombination av termohydrauliska koden RELAP5 och haverikoden SCDAP (= Severe Core Damage Analysis Package).

Den senaste versionen av programmet (MOD 3.2) visar god överensstämmelse med experimentella resultat under den tidigare delen av nedsmältningförloppet. Skillnaderna är större under den senare delen av nedsmältningen men även här är överensstämmelsen god med data från TMI-2 och oberoende beräkningar. SCDAP/RELAP5 utvecklas vidare, bl a kommer en modell för FCI (Fuel Coolant Interaction) att läggas in.

VICTORIA – är en mekanistisk kod som kan användas för beräkningar av frigörelse och transport av fissionsprodukter i primärsystemet. Det finns planer på att koppla VICTORIA till MELCOR. NRC håller på att omarbeta de källtermer, som skall användas i utsläppsberäkningar för tillståndsgivning. Detta kommer att leda till mindre konservativa källtermer än vad som används för närvarande.

CONTAIN – är en mekanistisk kod som modellerar haveriförloppet i inneslutningen. Koden utvecklas och underhålls av SNL med stöd av NRC. Koden räknar inte på vad som händer i primärsystemet utan detta ges som indata. Den senaste versionen av programmet är CONTAIN 2.0.

GASFLOW - är en tredimensionell termohydraulisk kod utvecklad av NRC, DoE (Department of Energy) och FzK. Koden kan användas för att räkna

fram hur t ex katalytiska rekombinatorer bör placeras ut i en komplex inneslutningsgeometri.

ASTEC - har utvecklats i samarbete mellan IPSN (Frankrike) och GRS (Tyskland). Den kan användas för beräkning av utsläpp och har validerats mot PHEBUS-experimenten FPT0 och FPT1.

IFCI – är en mekanistisk kod från SNL för att modellera växelverkan mellan smälta och kylmedel i reaktortank och i inneslutning.

2.2 FORSKNING OM SVÅRA HAVERIER VID KTH

2.2.1. Bakgrund

Forskningen vid Institutionen för kärnkraftsäkerhet vid KTH startade år 1994 och syftar i huvudsak till att dels genom i första hand experiment minska osäkerheter om härdsmltans växelverkan med reaktortankväggen och vatten, dels bidra till utveckling och verifiering av beräkningsmodeller.

De första åren ägnades åt att bygga upp ett laboratorium och att utveckla modeller. När laboratoriet blev klart, började man med att studera det ablationsfenomen som uppkommer om härdsmltan som samlats i reaktortankbotten så småningom via någon genomföring smälter igenom reaktortanken och ger upphov till ett hål vars diameter växer under utströmningsförloppet.

Ett annat forskningsområde som startade tidigt var studier av härdsmltans fragmentering i vatten.

2.2.2 Forskningsprogram

Forskningsprogrammet vid KTH, som pågick under åren 1996-98, har ingått i APRI-3 projektet. Programmet har koncentrerats kring huvudsakligen följande fenomen och förlopp:

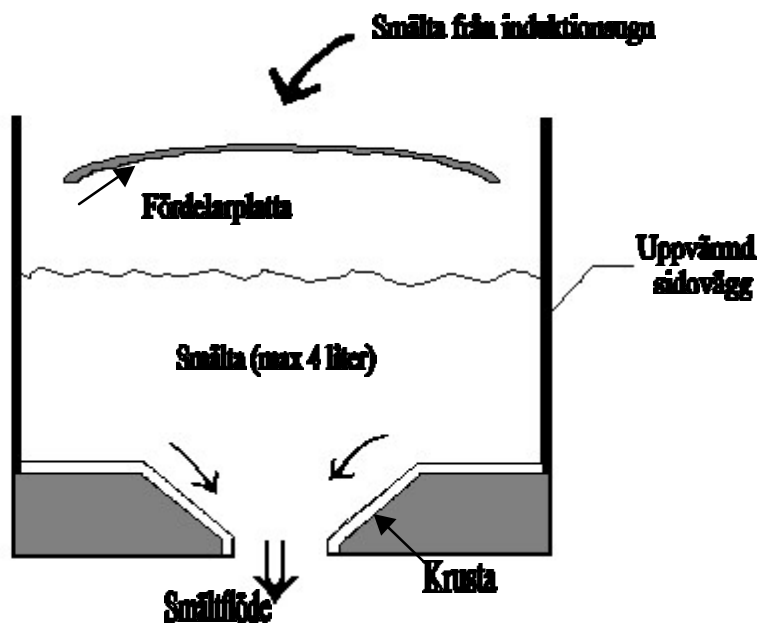
- Fortsatta studier om ablationsfenomenet
- Växelverkan mellan smälta och vatten med fokus på smältans fragmentering i vatten
- Smältans utbredning och kylbarhet på botten av reaktorinneslutningen

Parallellt med experiment har man även bedrivit en omfattande modell- och kodutveckling samt validering mot mätdata som erhöles från experiment.

2.2.2.1 Ablationprogrammet

Syftet med forskningsprogrammet om fenomenet "ablation av reaktortank-material" är att identifiera och analysera fysikaliska mekanismer som kan begränsa ökningen av diametern hos det hål i reaktortankens botten där utflödet av härdsmltan sker. Hålets storlek har stor inverkan på bl a utflödets hastighet som i sin tur har betydelse för konsekvenserna av växelverkan mellan smälta och vatten i inneslutningen.

I det experimentella programmet har simulanta smältor använts, dvs smältor som består av olika oxidblandningar vilka i flera avseenden har liknande egenskaper som prototypiska smältor. I början användes material såsom $PbO-B_2O_3$ som smälta och Pb plattor som tankvägg men på grund av korrosion och hälsorisker gick man över till andra material som t ex $CaO-B_2O_3$. Dessa tester har sedan kompletterats med saltsmältor mot Cerrobend och tenn samt vatten mot isplattor för att erhålla data med höga Reynoldstal. I figur 2-1 visas en principskiss av experimentuppställningen för att undersöka ablationsfenomenet.



Figur 2-1. Principskiss av experimentuppställning för undersökning av ablationsfenomenet.

Med hjälp av dessa experiment har viktiga fysikaliska mekanismer för ablationsprocessen identifierats och analyserats. Resultaten har använts för att utveckla och validera beräkningskoden HAMISA ("Hole Ablation Modeling In Severe Accidents"). Koden har sedan tillämpats på verkliga fall för att bli bestämma smältans utflöde från reaktortanken till inneslutningen som funktion av tiden. Resultaten har visat att förekomsten av skyddande stelnad material (krusta) i hålet har stor betydelse för ablationsprocessen genom att håldiameters storlek ökar långsammare i förhållande till fallet utan krusta.

Vid tillämpning på ett verkligt fall har beräkningarna visat att vid ett antagande av 70 ton härds smälta på reaktortankens botten, kommer håldiametern att växa med ungefär 6-10 mm/s. För en initial håldiameter på 10 cm innebär detta att tiden för att håldiametern växer till 25-30 cm är 20-25 s. Dessa resultat visar att håldiameters storlek och därmed massflödet är långt mindre än de uppskattningar man tidigare använde sig av (upp till 50 cm).

Forskningsprogrammet om ablationsfenomenet avslutades under 1997 och resultaten finns redovisade i bl a SKI rapporterna (Ref 2-5 - 2-6).

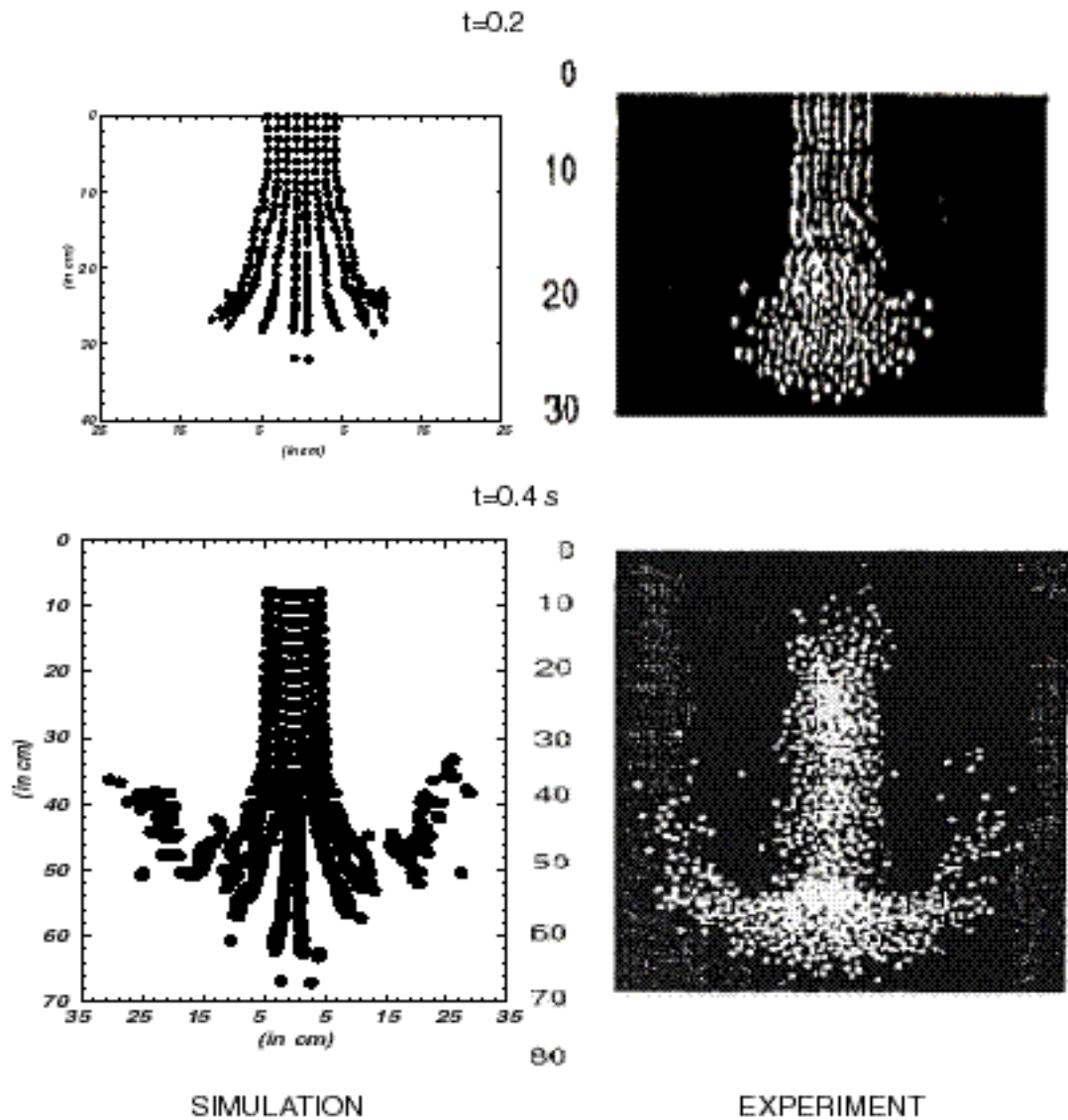
2.2.2.2 Växelverkan mellan smälta och vatten

Under de senaste 10-15 åren har en omfattande forskning, både experimentell och analytisk, bedrivits för att studera växelverkan mellan smälta och vatten. Det här är ett område som inkluderar allt från filmkokning till explosionsartad växelverkan. Förloppet för smälta-vatten växelverkan kan indelas i fem faser: initial växelverkan, "pre-mixing" (grovblandning) – och vid en explosion - triggning, finare fragmentering och expansion. Under de senaste åren har framsteg gjorts när det gäller beskrivningen av "premixing" och expansion, medan initial växelverkan mellan smältstrålen och vatten, som föregår "premixing", fortfarande inte är tillräckligt klarlagd. I denna ingår smältstrålens stabilitet och mekanismer för dess sönderdelning ("break-up"). Det är just dessa fenomen som forskningen vid KTH har fokuserat på. Syftet har varit att studera de fysikaliska mekanismer som påverkar smältans instabilitet och fragmentering vid kontakt med vatten under förhållanden som antas råda för svenska kokarvattenreaktorer under ett haveri.

En viktig sådan mekanism är dynamiken hos den ångfilm som omger smältstrålen vid kontakt med vatten. Resultat från beräkningar har visat att ångfilmens tjocklek är liten och att dess effekt på smältans fragmentering inte är så stor. Detta resultat står i motsats till de antaganden som har tillämpats i modeller vilka används i vissa beräkningskoder.

I programmets tidiga skede genomfördes småskaliga tester i experimentanläggningen MIRA-3L (3 liters smälta). Under den här tiden installerades och testades även en mycket avancerad mätutrustning för att bestämma vissa parametrar såsom fragmentstorleken, voidhalt, etc. Instrumenteringen bestod bl a av höghastighetskameror, röntgenutrustning, "void prober", etc. Dessa experiment kommer under 1999 att kompletteras med experiment i större skala i anläggningen MIRA-20L där upp till 20 liter smälta med hög temperatur (1200-1300⁰C) kommer att användas.

Många experiment med olika simulanta material har genomförts för att utveckla och validera olika fragmenteringsmodeller. Vidare har man utvecklat beräkningskoden MELT-3D (Multiphase Eulerian Lagrangian Transport Model) som kan användas för att simulera "premixing"-fasen under smältstrålens växelverkan med vatten. Ett exempel på detta framgår ur figur 2-2 där resultat från beräkningskoden MELT-3D jämförs med ett experiment genomfört i Grenoble (Frankrike). I detta experiment lät man upphettade sfäriska kulor av rostfritt stål med diametern 9,5 mm falla ner i vatten.

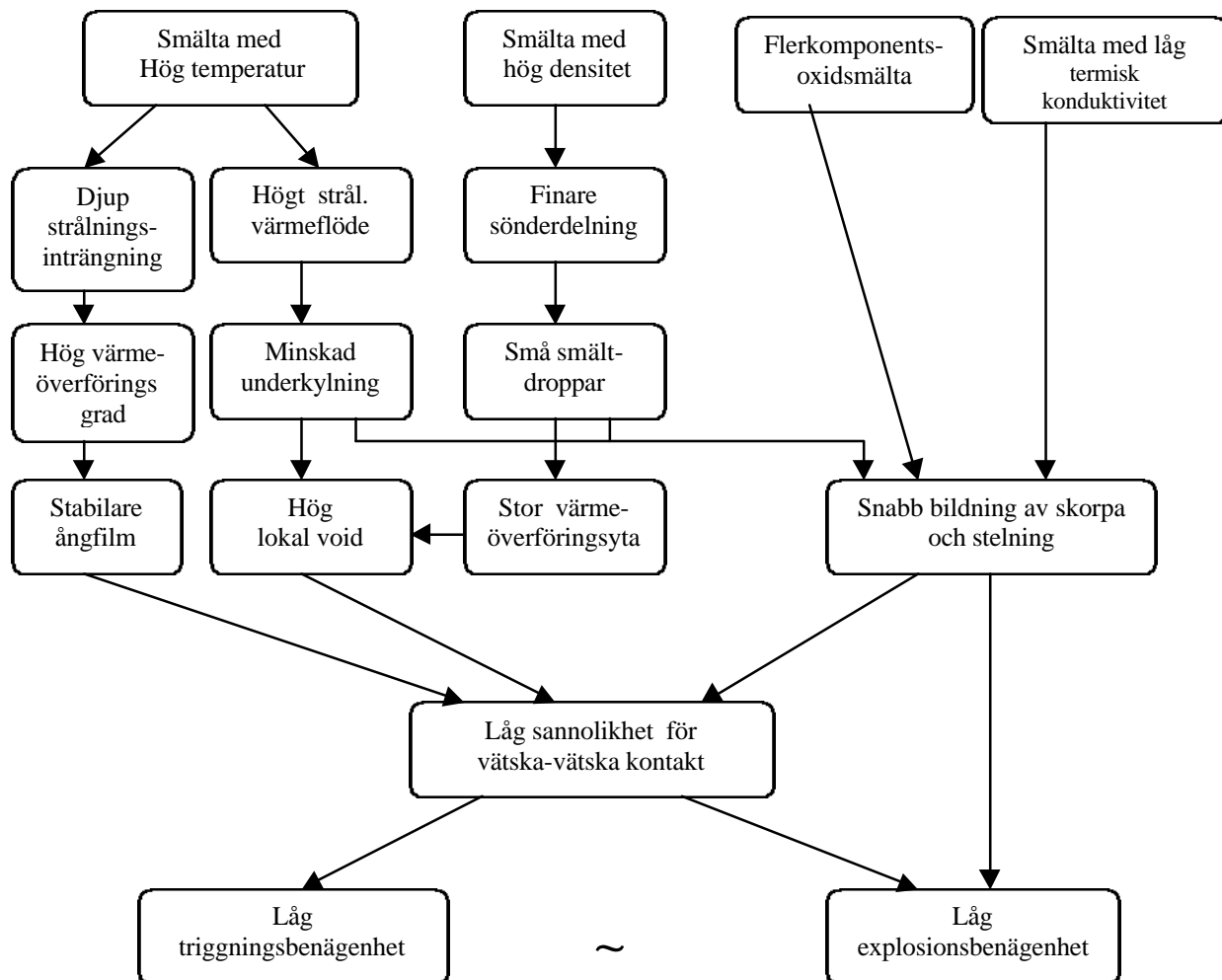


Figur 2-2. Jämförelse mellan resultat från beräkningskoden MELT-3D (simulering) som har utvecklats vid KTH och experiment. I detta experiment lät man upphettade sfäriska kulor av rostfritt stål och med diametern 9.5 mm falla ner i vatten.

Parallellt med experiment har man genomfört analys och modellutveckling av smältans växelverkan med vatten på två nivåer: a) skalningsmodell för att prediktera mängden smälta som vid växelverkan med vatten leder till en explosion och explosionens effekt, b) tillämpning av avancerade metoder för att få bättre förståelse av de fysikaliska mekanismer som är aktiva under smältans växelverkan med vatten. Exempel på detta är tillämpning av Boltzmanns gittermetod för att simulera växelverkan av smälta i form av små droppar med vatten. För att simulera växelverkan av smälta i form av jetstråle med vatten har man utvecklat en integrerad modell.

Man har vidare närmare undersökt de fenomen och fysikaliska egenskaper hos smältan som kan påverka triggings- och explosionsbenägenheten. En sammanfattning av dessa visas i figur 2-3. För exempelvis en smälta med hög temperatur gäller att strålningen från smältstrålen tränger djupt in i kylmedlet

och värmer upp detta. På det här sättet minskar effekten av vattnets underkylning och ångfilmens stabilitet runt smältdropparna ökar.



Figur 2-3. Sammanfattning av fenomen och fysikaliska egenskaper hos smältan som påverkar triggings- och explosionsbenägenheten, (Ref. 2-7).

Ett annat parallellt men relaterat forskningsområde, som dock inte ingår i APRI-3, är utveckling av modeller för att simulera värmeöverföringen i en pöl av härds smälta i reaktortankbotten där smältan täcks av ett metalliskt skikt (krusta) som värms upp underifrån. Omfattande validering har visat en god överensstämmelse mellan beräknade parametrar och mätdata från experiment med simulanta smältor. Koden som utvecklades parallellt med dessa experiment har tillämpats bl a för att analysera värmeöverföringsprocesser för vissa utvalda haveriscenarier med härds smälta i reaktortankbotten. Beräkningarna har visat att ett tjockt metallskikt ovanpå härds smältan minskar risken för tankgenomsmältning.

2.2.2.3 Smältans utbredning och kylbarhet i reaktorinneslutningen

Om inneslutningsgolvet är torrt, kommer smältan från reaktortanken att breda ut sig och bilda ett homogent skikt. Kylbarheten av ett sådant skikt är bl a beroende av dess tjocklek och värmeavgivande yta vilka i sin tur bestäms av smältans utbredning.

För smältans utbredning, som är ett mått på dess värmeavgivande yta, har över 40 experiment med smältor av olika temperaturer genomförts för att studera hur dessa utbreder sig i olika kylmedel. Parallellt med detta har en 1-D modell utvecklats och med modellen har man väl kunnat prediktera mätdata från experiment genomförda vid KTH och andra laboratorier. Experiment har bl.a. visat att smältans utbredningslängd blir betydligt kortare med vatten än utan. Fortsatta undersökningar av smältans utbredning i experimentuppställningen 2D-SPREAD planeras. En 2-D skalningsmodell kommer att utvecklas för att analysera experiment vid KTH och andra laboratorier.

Om inneslutningens botten är fylld med vatten (som i fallet med svenska BWR), kommer smältan att fragmenteras delvis eller fullständigt innan det når inneslutningens botten.

Smältans temperatur minskar avsevärt under dess växelverkan med vattnet och som ett resultat av detta kan det bildas en sk ”grusbädd”. Porositeten av en sådan grusbädd beror på hur fragment av olika storlek fördelas. För haveriförloppet i inneslutningen har grusbäddens form, sammansättning och porositet en avgörande betydelse för smältans kylbarhet. Om kylningen är ineffektiv, kan grusbädden åter hettas upp och smälta. Vid växelverkan med golvet betong kan detta ge upphov till stora mängder gaser med ökande tryck i inneslutningen som följd.

En aktiv kylning av grusbädden kan ske genom att spruta in vatten underifrån eller ovanifrån. I en nybyggd experimentanläggning (DECOBI = DEbris COolability with Bottom Injection) planerar man att studera kylningen av smältor med insprutning av vatten underifrån. I en annan experimentanläggning (POMECO = POrous MEdia COolability) planerar man att studera kylningen av smältan med insprutning av vatten uppifrån.

2.3 PHEBUS – EXPERIMENT MED HÄRDSMÄLTOR

2.3.1 Bakgrund

PHEBUS-FP är ett experimentprogram där syftet är att studera dels härdsmältans beteende vid ett antaget reaktorhaveri, dels hur fissionsprodukter frigörs från en överhettad reaktorhård och deponeras i reaktorns primärsystem och dess inneslutning. Programmet leds av franska IPSN (Institut de Protection de Sécurité Nucléaire) och genomförs i PHEBUS-reaktorn i Cadarache. Inom EU finns ett omfattande stödprogram för projektet där ett flertal forskningscentra är engagerade. Dessa organisationer deltar även med utvärdering av forskningsresultat. Programmet stöds även av USA, Japan, Kanada, Korea och Schweiz.

När PHEBUS-programmet skulle starta fick Sverige erbjudande om att vara med men tackade nej av ekonomiska skäl. I och medlemskapet i EU, får Sverige, liksom alla andra EU-länder, full tillgång till resultaten.

Programmet omfattar sex experiment vilka betecknas FPT-0--5, (FPT = Fission Product Test), se tabell 2-1. FPT-0 och FPT-1 genomfördes under åren 1993 respektive 1996. Nästa experiment (FPT-4) planeras till mars 1999. Redan i december 1999 avser man sedan att genomföra ytterligare ett experiment (FPT-2). Ursprungligen planerade man att utföra ett experiment per år. Det visade sig dock att resultaten från det första experimentet var svårare att tolka än man hade räknat med. Vidare har nedmontering och dekontaminering efter varje experiment visat sig vara svårare och mer tidskrävande än man trodde från början. Arbetet har dessutom fördröjts på grund av svårigheter att få önskad tillgång till de strålskärnade cellerna i Cadarache. Kostnaderna för de sex planerade experimenten uppskattas till ca 2 miljarder kronor. Frankrike står för 60 procent och EU för 25 procent. Resten fördelas mellan de andra deltagande länderna.

För ytterligare information hänvisas till Ref 2-8 - 2-12.

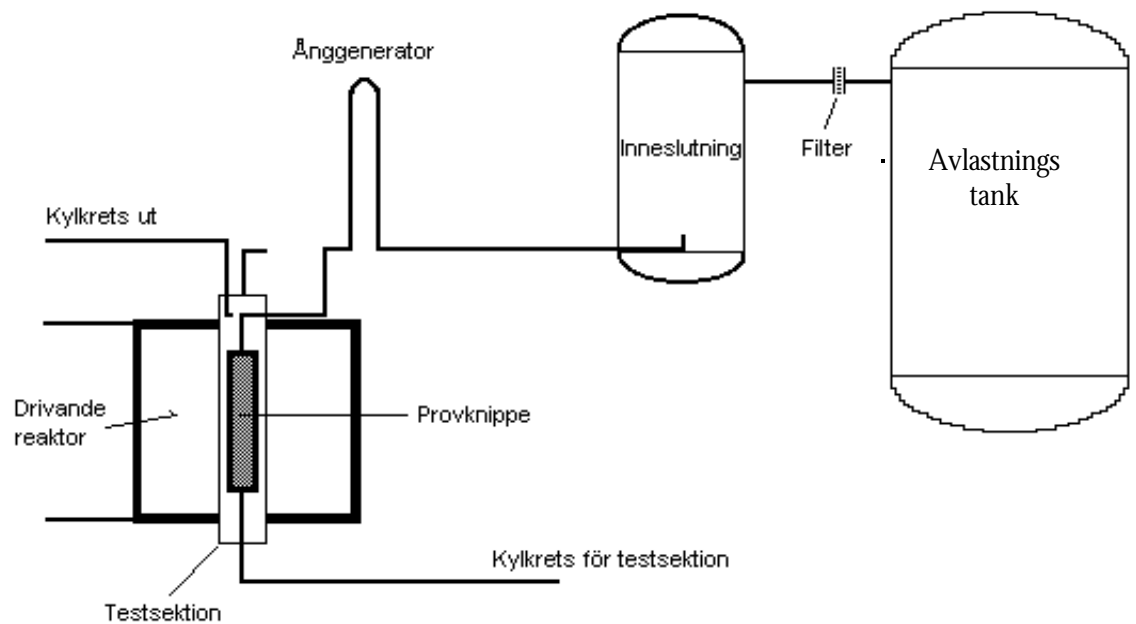
2.3.2 Experimentuppställning

En förenklad skiss av PHEBUS-uppställningen visas i figur 2-4. Den består i huvudsak av en drivande kärnreaktor, en testsektion, en anslutande yttre krets, en inneslutningstank, samt en avlastningstank. Den drivande reaktorn används för att upphetta testsektionen tills dess att bränslet i den smälter. Testsektionen består av ett provknippe omgivet av ett keramiskt säkerhets-hölje av zirkoniumdioxid. Ett typiskt provknippe består av ca 18 bränslepinnar och en central styrstav i en axiellt rotationssymmetrisk geometri. Den yttre kretsen skall simulera en del av primärkretsen hos en PWR med ånggenerator och reaktorinneslutning.

Tabell 2-1: Testmatris för utförda och kommande PHEBUS-experiment i kronologisk ordning.

Ex-periment	Typ av bränsle	Bränsle	Primärkrets	Inneslutning
FPT-0	Färskt bränsle i oxiderande miljö	Smältning <20% Bränsle-degradering	FP retention i primärkrets. ÅG med het sekundärsida.	Aerosol-fenomen Jodkemi vid pH 5
FPT-1	Använt bränsle i oxiderande miljö	Som FPT-0	Som FPT-0	Som FPT-0
FPT-4	”Debris bed”	Total nedsmältning	Ingen (filter)	Ingen
FPT-2	Använt bränsle i reducerande miljö	Som FPT-0 Insprutning av borsyra	Som FPT-0	Som FPT-0 men med pH 9 och prov av rekombinatorer
FPT-3	Använt bränsle med styrstavs-material av B ₄ C	Under diskussion	Under diskussion	Under diskussion
FPT-5	Använt bränsle och luftinträning i härden	Källterm och bränslefenom i starkt oxid miljö	Kemi hos avsättningar. Termisk resuspension.	Som FPT-2 men med sen spray

Ett experiment börjar med att testknippet bestrålas med högt neutronflöde under några veckor för att uppnå jämviktshalter av mera kortlivade radionuklider. Det egentliga experimentet startas sedan genom att det utgående kylflödet från testkanalen omlänkas till den simulerade PWR-kretsen och därefter stryps vid hög reaktoreffekt tills provknippet börjar smälta. Experimentet stoppas genom att reaktorn slås av och knippet kyls med inert gas. Detta görs av både praktiska och säkerhetsmässiga skäl eftersom provet kan förstöras vid återflödning med vatten. Man vill vidare inte ha för mycket smälta eftersom detta skulle kunna leda till reaktion mellan smälta och skyddshölje eller dränage av smälta till den nedersta delen av testsektionen.



Figur 2-4. En förenklad skiss av PHEBUS-anläggningen med drivande reaktor, testsektion och en simulerad PWR-krets med ånggenerator och inneslutning.

Möjligheten att följa experiment under själva utförandet med direkta observationer och mätningar är begränsad. Temperaturen i knippet blir så hög att instrumenteringen i detta smälter, förångas eller reagerar kemiskt med närvarande gaser. Eftersom skyddshöljet är termiskt kopplat till testknippet, kan man genom att mäta temperaturen på olika ställen i höljet få indirekt information om temperaturen i knippet. Genom tvådimensionella beräkningar fastställs i förväg vilka uppmätta temperaturer på olika platser i skyddshöljet som motsvarar önskade temperaturer i provknippet och när dessa mätningar skall leda till reaktoravstängning.

Förutom enklare temperaturmätningar erhålls de flesta resultaten från experimenten genom analys av tagna prover och genom olika typer av undersökningar som görs i efterhand. Speciellt studeras deponering av material på olika ytor, sammansättning av vattenlösningen i sumpen och återstoden av testknippet. Experimenten motsvarar närmast haverier med utebliven reaktoravstängning eftersom fissionsprodukter nybildas under hela upphettningsförloppet fram till reaktoravstängning. Detta kan ha viss betydelse vid tolkning av resultaten i de fall där intressanta radionuklider inte är primära fissionsprodukter utan bildas genom sönderfall av relativt långlivade föregångare.

2.3.3 Experiment FPT-0

Det första experimentet FPT-0 genomfördes i december 1993. Provknippet bestod av färskt bränsle. Överskott av vattenånga under experimentet ledde till att oxidationen kunde ske utan syrebegränsning. Bränslet började smälta

redan vid 2200 °C vilket var mycket lägre än förväntat. Smältan rann ned och stelnade vid de nedre spridarna. Detta ledde till att den termiska kopplingen mellan knippe och omgivning reducerades vilket i sin tur gjorde det svårt att följa temperaturutvecklingen i knippet. Vid reaktionen mellan upphettade bränslestavar och ånga, utvecklades betydligt mer vätgas än förväntat. En ganska stor andel av fissionsprodukterna lämnade bränslematrisen.

Orsakerna till att experimentet gick längre än planerat har utretts i stor detalj för att kunna övertyga säkerhetsmyndigheten att man har fullgod kontroll. En följd av detta har varit att man, som komplement till indirekta mätningar, installerar givare som direkt mäter t ex relokeringen av smält bränsle. Ett stort utvecklingsarbete har också gjorts för att ta fram ultraljudtermometrar med mätkroppar av sintrad toriumoxid (smältpunkt ca 3400 °C).

Följande observationer från FPT-0 experimentet har gjorts:

- Bränslet började smälta vid lägre temperaturer än beräknat
- Metall-vatten reaktionen fortsatte även efter relokering av bränsle
- Sammansättningen av smältan var en jämn blandning av metalliskt och oxidiskt material
- En stor andel av de flyktiga fissionsprodukterna lämnade bränslematrisen under experimentet varav andelen jod i den totala mängden avgivna flyktiga produkter uppgick till 88%. Förekomst av silver (från styrestavarna) påverkar väsentligt jodkemin. Joden som hamnade i inneslutningen var i form av olika aerosoler, dock inte som cesiumjodid (CsI).
- En hel del cesium deponerades i rören som simulerar primär kretsen. En större andel jod än förväntat stannade i ånggeneratoren.

En av orsakerna till att vissa fenomen inte hade predikterats väl kan ha varit att experimentet utfördes i en miljö med god tillgång till vattenånga (oxiderande miljö). Typiska erfarenheter från härds smälteförlopp är för det mesta hämtade från miljöer med underskott på vattenånga (reducerande miljö).

Slutliga och granskade data från FPT-0 kommer att dokumenteras i form av 5 detaljerade rapporter, betecknade med A-E. Analysrapporten förväntas vara klar under mars 1999 och slutrapporten beräknas utkomma under 3:e kvartalet 1999. Samtliga data från experimentet kommer att finnas lagrade i digital form och distribueras som komplement till slutrapporterna, men exakt teknik och metod är ännu ej fastställd.

2.3.4 Experiment FPT-1

Det andra experimentet FPT-1 genomfördes i juli 1996 och provknippet bestod i det här fallet av utbränt bränsle. Även detta experiment utfördes i en miljö med överskott på vattenånga. Temperaturökningen på grund av oxidation startade vid 2500 °C. Den här gången hade man installerat mera sofistikerade on-line system för att bättre kunna följa utvecklingen. Diametern på bestrålat bränsle ökade med mer än 20% vid upphettning till skillnad mot färskt. Många observationer bekräftade resultat från det första experimentet FPT-0.

En del observationer från de två första experimenten förtjänar speciell uppmärksamhet:

- Den procentuella frigörelsen av fissionsprodukter var större än beräknat i FPT0 jämfört med FPT1.
- Huvuddelen av frigjort cesium förelåg inte som CsOH utan som aerosolpartiklar
- Jod var inte bunden till cesium som CsI utan var antingen bunden till silver eller i gasform
- Betydande mängder av andra material, t ex reniumoxid från förgasade termoelement, fanns i aerosolpartiklarna, som dessutom oftast uppvisade en tydlig skalstruktur
- Andelen gasformig jod i inneslutningen var en faktor 10 lägre i FPT1 än i FPT0

2.3.5 Planerade experiment

FPT-4:

Syftet med experimentet är att studera källtermen under senare delen av ett haveri och beteendet av mera svårflyktiga fissionsprodukter och aktinider. Man kommer att utgå från en ”grusbädd” av använt kärnbränsle. Primärkrets och inneslutning kommer inte att utnyttjas i detta experimentet utan förångat material kommer att fångas upp i speciella filter för senare analys.

FPT-2:

Experimentet planeras till december 1999. Experimentet utförs med använt bränsle i en miljö med underskott på vattenånga. Effekterna av borsyra kommer att studeras. För övrigt kommer betingelserna att likna de som gällde för FPT0. Bottensektionen i inneslutningen kommer dock att innehålla varmt basiskt vatten. Härigenom hoppas man att kunna studera bildning av

organiska jodföreningar bättre genom att silver reagerar sämre med jod vid höga pH.

FPT-3:

Datum för experimentet är för närvarande preliminärt satt till 2:a kvartalet år 2002. Ett förslag är att experimentet genomförs för att studera hur borkarbid som styrstavsmaterial påverkar kemin hos fissionsprodukter vid en härdsmälta. Det är viktigt att Sverige i samverkan med övriga BWR-intressenter agerar för detta och aktivt arbetar för att även andra parametrar väljs så att BWR-betingelser kan simuleras. Det senare är också ett önskemål från Belgien, Finland, Schweiz, Tyskland och Japan. Frankrike är helt inriktat på att studera typiska PWR betingelser med borkarbidhaltiga styrstavar av den typ som finns i N4-reaktorerna, medan USA, Kanada och Storbritannien gör gällande att borkarbid inte är intressant. En viktig punkt är också önskemålet att FPT3 genomförs före FPT5.

FPT-5:

Syftet med detta experiment är att avspegla ett förlopp med luftinträning i härden. Detta skulle kunna inträffa efter tankgenomsmältning med tidigare brott på en ångledning eller som följd av utebliven resteffektkyling med avtaget tanklock. Det är viktigt att processerna kring oxidering av rutenium undersöks eftersom de högre oxiderna är flyktiga och härigenom kan påverka storleken på eventuella radioaktiva utsläpp.

2.3.6 Slutsatser

Sverige kom med i projektet först efter att vi anslutit oss till EU. Det krävs därefter viss tid och insats för att kunna medverka på ett effektivt sätt från svensk sida. Projektet adresserar flera frågeställningar som också är aktuella från svenskt håll. De första experimenten pekade på betydelsen av kemiska processer och förlopp, som även kan vara tillämpliga för svenska kärnkraftblock. Under de kvarvarande experimenten undersöks hur olika förutsättningar inverkar på förloppen. Det är troligt att ytterligare undersökningar och experiment kommer att erfordras för att slutligen kunna dra konkreta slutsatser från försöken i PHEBUS.

Ett experiment där effekterna av styrstavar med borkarbid studeras, prioriteras från svenskt håll. Det är viktigt att även andra parametrar väljs så att slutsatser när det gäller BWR-betingelser kan dras.

Det är även viktigt att man medverkar i analysarbetet från svenskt håll. De beräkningsverktyg som används för svenska verk bör i möjligaste mån valideras mot resultaten från experimenten i PHEBUS.

2.4 ACE- OCH ACEX-EXPERIMENT

2.4.1 Bakgrund

ACE-projektet (ACE = Advanced Containment Experiments) är ett internationellt projekt, som leds av EPRI och har pågått sedan 1988. Det består av fyra delprojekt eller faser:

- Fas A: Filteravskiljning
- Fas B: Jods beteende vid svåra haverier
- Fas C. Smälta-betongreaktioner
- Fas D: Smältans kylbarhet (MACE)

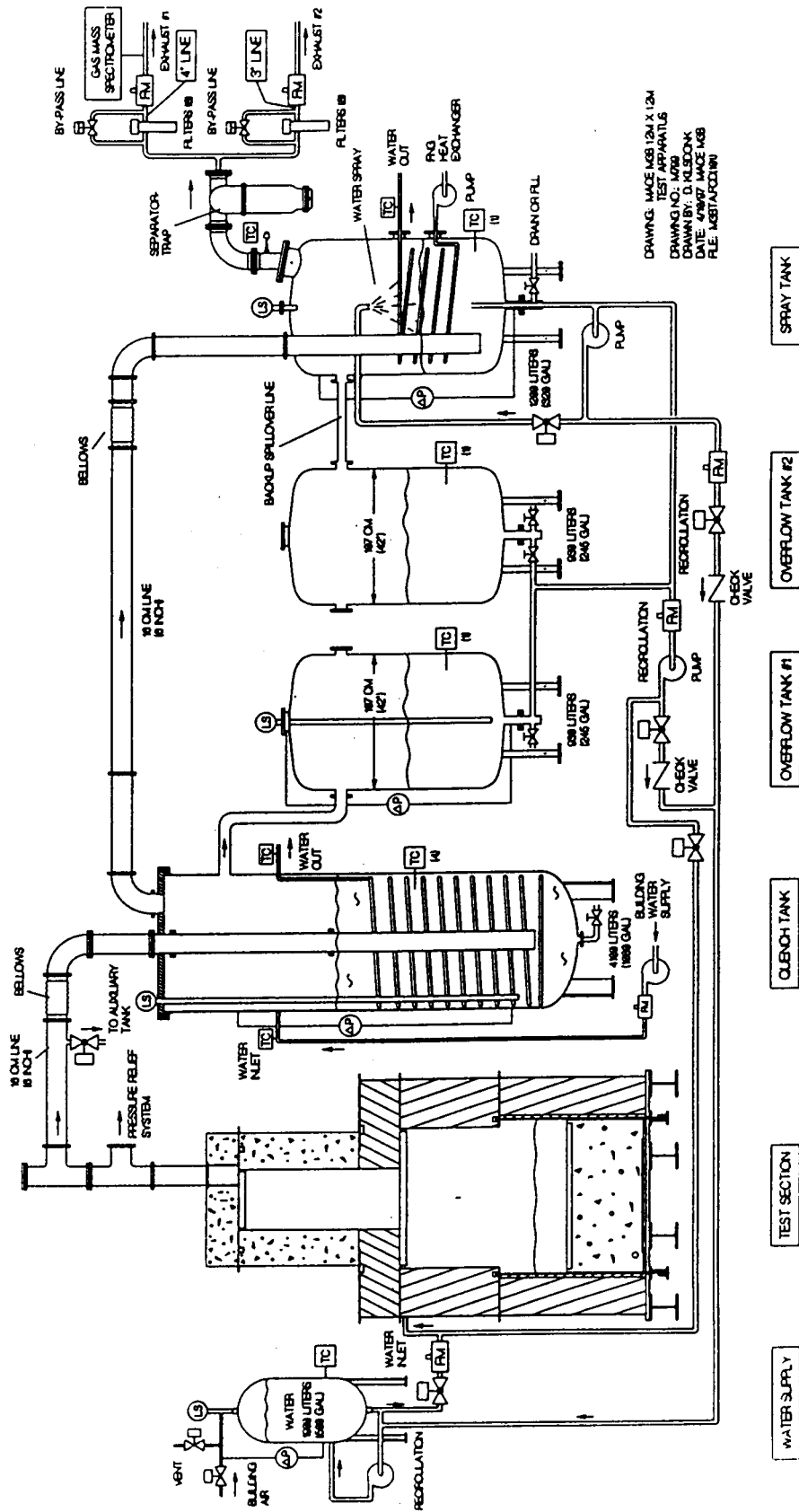
Faserna A, B och C var avslutade när APRI-3 projektet påbörjades och beskrivs inte närmare här. För information om dessa, se ref. 2-13 och 2-14. I fas D, MACE (Melt/Debris Attack and Coolability Experiments), genomfördes det återstående experimentet, ett storskaligt försök med bottenytan 120x120 cm, i januari 1997.

Medan ACE-projektet pågick beslöt de flesta parterna att ett uppföljningsprojekt skulle påbörjas 1993, det s.k. ACEX-projektet (ACE analysis EXtension). Syftet med detta projekt är att i ovan nämnda områden ta fram modeller och vid behov komplettera med småskaliga experiment

2.4.2 MACE-projektet

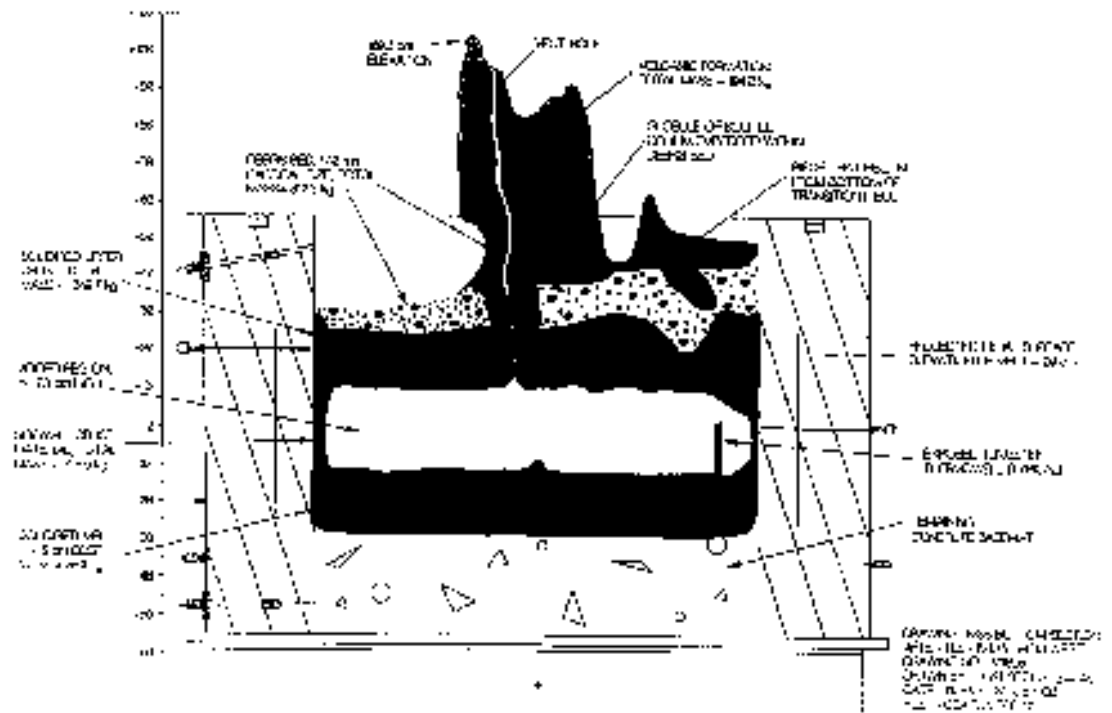
Från svensk sida har projektet följts genom deltagande i tekniska möten (TAC) och styrgruppsmöten (PB). Arbetet i dessa grupper har redovisats i ett antal reserapporter (ref. 2-15 - 2-20).

Det första storskaliga försöket (MACE M3a) med en bottenyta av 120x120 cm misslyckades i mars 1995. En noggrann analys genomfördes för att ta reda på orsaken till misslyckandet. Detta arbete resulterade i ett antal åtgärder som utfördes på experimentuppställningen, och i januari 1997 genomfördes ett nytt försök (MACE M3b), denna gång med lyckat resultat. Experimentuppställningen visas i Figur 2-5. Ovanför den nedre betongplattan lades cirka två ton prototypiska ämnen som UO_2 , ZrO_2 och Zr. En tillsats av U_3O_8 lades till för att bilda termit med UO_2 . Försöket börjar med att man värmden den prototypiska blandningen dels genom att antända termitblandningen av uranoxider, dels genom ohmisk uppvärmning. När blandningen hade smält (cirka 2150 °K) tillsattes vatten ovanifrån, varvid en skorpa bildades. Försöket avbröts efter cirka åtta timmar då den fortsatta smältningen av betongen var mycket långsam och temperaturförändringen i betong-smältblandningen ävenså var mycket långsam.



Figur 2-5. Experimentuppställning för MACE M3b.

Vid den efterföljande undersökningen konstaterades att en stor del av smältan hade trängt upp genom skorpan som eruptioner (jämför vulkanutbrott) och bildat en vulkanliknande formation, se figur 2-6. En viktig observation var att skorpan inte hade brustit som man hade hoppats. Man såg emellertid en sänkning av skorpan i en kvadrant med cirka 10 cm sida, vilket kan ha varit en början på uppsprickning av skorpan. Motivet till att ha ett så pass stort försök som 120x120 cm var att minska väggeffekter och uppnå att skorpan brister av sin egen tyngd och ovanliggande vatten.



Figur 2-6. MACE M3b, utseende efter experiment.

Detta experiment gav ökad insikt om de viktiga mekanismerna vid kontakt mellan en smälta och ovanliggande vatten. De kan beskrivas enligt nedan (ref 2-21):

1. Snabb initial kylning , "bulk cooling"
2. Vattengenomträngning av skorpan, "water ingression"
3. Smältans spridning, "melt dispersal"
4. Bristning av ovanliggande skorpa, "crust breach"

Alla faser utom fas 4 kunde observeras i test M3b. Kylförloppet systematiseras och ger en bra överblick var data saknas.

Sedan detta experiment genomfördes har de flesta deltagande parter kommit överens om att utvidga MACE till fler experiment. Beslutet gäller ett likartat experiment som M3b, men med kiselrik betong, som används i de flesta

europiska anläggningar, istället för kalkrik betong, som används i de flesta amerikanska anläggningar. Dessutom går man tillbaka till storleken 50x50 cm då test M3b visat att även arean 120x120 cm inte är tillräcklig för att erhålla bristning av skorpa. Detta försök utfördes mars 1999. Vidare skall ytterligare 2-3 försök med storleken 50x50 cm utföras. Dessa skall inriktas på specifika fenomen, som kommer att bestämmas under våren 1999.

2.4.3 ACEX-projektet

Som nämnts ovan ingår i ACEX-projektet samma problemområden som i ACE-projektet. Dock är fas A begränsad till avskiljning i vattenskrubber. Sverige har deltagit i styrgruppen och i tekniska gruppen. Avrapportering av dessa möten har skett i referens 2-15 – 2-20 samt 2-22. En god sammanfattning av status av pågående arbete ges i referens 2-23.

2.4.3.1 Avskiljning i vattenskrubber

Detta program är avslutat och har lett till slutsatsen att beräkningar av avskiljningen inte överensstämmer väl med gjorda experiment. De modeller som används i existerande program (SUPRA, SPARC och BUSCA) tenderar att ge för höga värden på avskiljningen. Detta är beklagligt då experiment klart visar att avskiljningen kan vara avsevärd (i storleksordningen en faktor 100 vid nedlåsning i kondensationsbassängen i en BWR), men att det kan vara svårt att ta kredit för denna avskiljning ifall man inte kan lita på beräkningarna. I slutrapporten föreslås modellförbättringar och ytterligare några experiment. För svenskt vidkommande är dessa resultat av mindre intresse då avskiljningen i skrubber vid ett svårt haveri är experimentellt verifierad.

2.4.3.2 Jods beteende vid svåra haverier

Detta program har indelats i fem delprojekt:

- *Organiska reaktioner*

Resultaten hittills visar att organisk jod bildas till största delen i vattenfasen om målade ytor finns tillgängliga. Sannolikt blir koncentrationen av organisk jod låg i gasfasen. Det saknas dock experiment för att mera noggrant kvantifiera mängden organisk jod som bildas.

- *Kvantifiering av ytreaktioner*

Litteraturstudie ger att en hel del data finns för reaktioner mellan jod och målade ytor. Dock finns ett starkt beroende av typ av målarfärg och jodform. Data avseende våta ytor och stålytor är ofullständiga.

- *Databas för jodlösningar*

Detta arbete har inte påbörjats.

- *Överföringsmodeller*

I detta delprojekt har ekvationer för överföringskoefficienter tagits fram. Dessa data anses tillräckligt väl kända idag och fortsatt arbete föreslås inte.

- *Surhetsgrad (pH) i inneslutning*

Detta arbete avser att ta fram modeller för hur pH kan beräknas i inneslutningen efter ett svårt haveri. Arbetet är färdigställt för PWR men har inte påbörjats för BWR.

2.4.3.3 Smälta-betongreaktioner

I detta program finns fyra delprojekt:

- *Utvärdering av data från ACE-projektet*

I detta delprojekt fördjupas utvärderingen av experimentresultaten avseende smältans egenskaper, aerosoler, etc.

- *Förbättrad modellering av kemiska reaktioner vid smälta-betongreaktioner*

Modeller har tagits fram för att beräkna kemiska reaktioner, mekanisk frigörelse, effekter av skiktning i smältan, effekter när smältan stelnar, etc. Man har speciellt intresserat sig för molybdenkemi och kondenserad fas-kemi.

- *Utvärdering av databas för storheter för smälta-betongreaktioner och smältans kylbarhet*

I det här arbetet försöker man klarställa vilka kemiska föreningar som bildats vid smälta-betongreaktioner i ACE-projektet. Det visade sig vid dessa experiment att vissa fissionsprodukter såsom La, Ba, Sr, etc. frigjordes långt mindre (flera storleksordningar) än beräkningar. Orsaken är troligen att kemiska föreningar som silikater och zirkoner har bildats med dessa ämnen. Dessa föreningar har mycket låg flyktighet. Eftersom många data saknas är det önskvärt att bättre förstå mekanismerna så man kan bilda sig en uppfattning om hur generella ACE-resultaten är.

- *Förbättrad modellering av termohydrauliska processer vid smälta-betongreaktioner*

I detta program ingår en avslutad litteraturstudie och utveckling av en fysikaliskt baserad värmeöverföringsmodell.

Det mesta av arbetet inom ACEX är avslutat. Vid det sista mötet (ref 2-17) redovisades resultat från Grenoble, som visar att då skiktning sker av smält och fast fas i smälta-betongblandningen kan temperaturerna beräknas korrekt, vilket länge varit ett problem med t.ex. CORCON och WECHSEL-koderna. Detta innebär att man måste koppla termohydrauliken och kemin för att kunna ta fram bra modeller för betong-smältareaktioner. Detta kan betyda att en stor omvärdering måste göras av fenomenen som sker vid smälta-betong-

reaktioner och smältans kylbarhet. Konsekvenserna av denna nya insikt håller på att utvärderas.

2.4.3.4 Smältans kylbarhet

Detta program har just påbörjats.

2.5 REFERENSER

- 2-1 Veine Gustavsson och Wiktor Frid "Reserapport från CSARP-mötet, Washington, 6-10 maj, 1996".
- 2-2 Veine Gustavsson och Lars Nilsson "Reserapport från CSARP-mötet, Washington, 5-8 maj, 1997".
- 2-3 Wiktor Frid "Reserapport från CSARP-mötet, Washington, 23 oktober, 1997".
- 2-4 Veine Gustavsson, Ninos Garis och Wiktor Frid "Reserapport från CSARP-mötet, Washington, 4-7 maj, 1998".
- 2-5 Sehgal B. R., Dinh T. N., Green J. A. and Paladino D. "Experimental Investigations on Vessel-Hole Ablation during Severe Accidents", SKI Report 97:44 (1997).
- 2-6 Sehgal B. R., Dinh T. N., Bui V. A., Green J. A., Nourgaliev R. R., Okkonen T. O. and Dinh A. T. "Experimental and Analyses on Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents", SKI Report 98:21 (1998).
- 2-7 Dinh T. N., Dinh A. T., Green J. A. and Sehgal B. R. "An Assessment of Steam Explosion Potential in Molten-Fuel Coolant Interaction Experiments", ICONE-6365, May 10-14, (1998).
- 2-8 Sandervåg O. "Informationsmöte om PHEBUS-projektet 23-24 januari 1997 i Cadarache", 1997-01-31.
- 2-9 Liljenzin, J-O. "PHEBUS-FP projektmöten i Aix-en-Provence", 1997-09-22 --26.
- 2-10 Liljenzin, J-O. "PHEBUS-FP projektmöten i Ispra, 1998-03-17 – 20.
- 2-11 Liljenzin, J-O. "PHEBUS-FP projektmöten i Aix-en-Provence", 1998-10-12--15.
- 2-12 Johansson, K. "PHEBUS – Resultat och iakttagelser från hittills utförda experiment FPT-0 och FPT-1".

- 2-13 "APRI Accident Phenomena of Risk Importance. Slutrapport" SKI Rapport 96:21.
- 2-14 "Projekt APRI 2 (Accident Phenomena of Risk Importance)", Slutrapport, 1995.
- 2-15 B.R. Sehgal, "Brief Report on the MACE and the ACEX Technical Advisory Committee (TAC) Meetings, March 24 to 26, 1997, Chicago, Illinois, USA.", KTH.
- 2-16 G. Löwenhielm, "Reserapport från ACE- och ACEX-projekten, styrgruppsmöte, 1-2 juli 1997, Chicago, USA.", FQ-Rapport 97/101, Forsmarks Kraftgrupp AB.
- 2-17 B.R. Sehgal, "Brief Report on MACE and ACEX Meetings at Charlotte, North Carolina, USA, December 2-5, 1997.", KTH.
- 2-18 G. Löwenhielm, "Reserapport från MACE- och ACEX-projekten, styrgruppsmöte, 18-19 februari 1998, Madrid, Spanien.", FQ-Rapport 98/008, Forsmarks Kraftgrupp AB.
- 2-19 B.R. Sehgal, "Minutes of the ACEX and MACE Technical Advisory Committee (TAC), Meetings September 8, 9, and 10 1998 at Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois 60439, USA.", KTH.
- 2-20 G. Löwenhielm, "Reserapport från MACE- och ACEX-projekten, Tekniska möten och styrgruppsmöte, 9-11 september 1998, Chicago, USA.", FQ-Rapport 98/072, Forsmarks Kraftgrupp AB.
- 2-21 M. Farmer, B.W. Spencer, "Project Recommendations for Future MACE Testing". ANL, June 1997.
- 2-22 G. Löwenhielm, "Reserapport från ACEX-projektet, tekniskt möte och styrgruppsmöte, 17-19 juni 1996 hos PSI, Schweiz.", FQ-Rapport 96/71, Forsmark Kraftgrupp AB.
- 2-23 "ACEX Program Plan, Status and Results", EPRI, June 1998.

3 SMÄLTANS KYLBARHET I REAKTORTANKEN

3.1 BAKGRUND

Syftet med detta delprojekt är att undersöka om det finns möjlighet att hålla kvar en härdsälta i botten på reaktortanken i en ABB Atom BWR. Risken för genomsmältning bedöms vara störst vid bottengenomföringarna och projektet har studerat tankgenomföringars beteende vid härdsälta med både experimentella och analytiska metoder.

För att erhålla kunskap om hur tankbottengenomföringarna i ABB Atoms BWR beter sig vid härdsälta, planerades två experiment vid FAI's (Fauske Associates Inc.) laboratorium i USA. Under projektets gång gavs det möjlighet att ansluta sig till ett internationellt konsortium som planerade ett tiotal experiment vilka passade väl in i APRI 3-projektets arbete. Konsortiets medlemmar, utöver APRI 3, var: EDF i Frankrike, NRC och EPRI i USA samt Japans PWR- och BWR-grupp. Totalt genomfördes nio experiment i två testserier. Med tanke på de osäkerheter som finns vid denna typ av experiment bedömdes det som mycket positivt att få tillgång till ett större antal experimentdata.

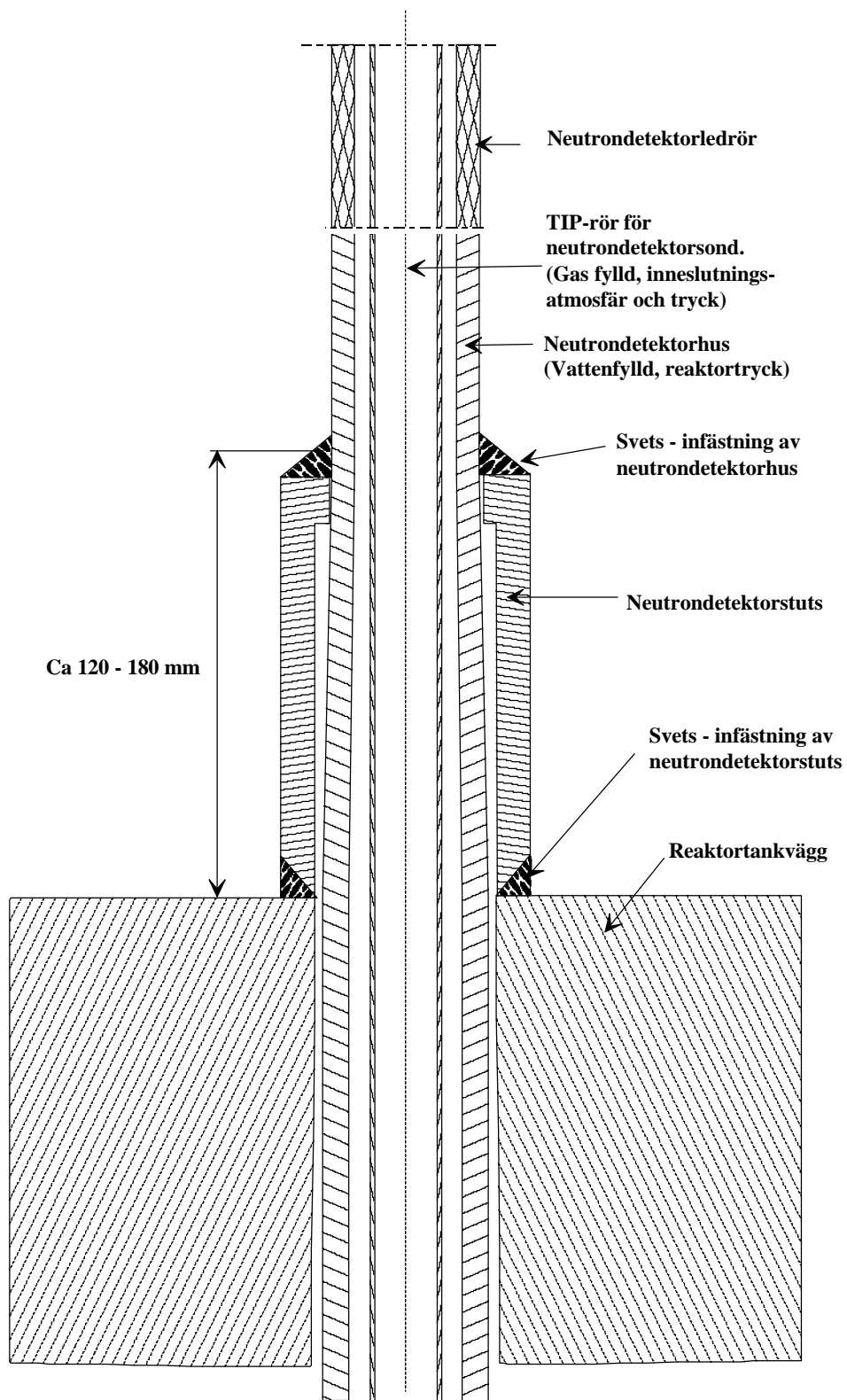
Beskrivningen av det gjorda arbetet kan sammanfattas i följande punkter

- Sammanställning av inventeringens resultat angående bottengenomföringstyper i ABB Atoms reaktorer
- Resultatsammanfattning av genomförda experiment
- Resultatsammanfattning av genomförda analytiska studier
- Slutsatser

3.2 INVENTERING AV OLIKA BOTTENGENOMFÖRINGAR I ABB ATOMS BWR

En inventering har gjorts av de olika typer av genomföringar som finns i tankbottarna hos ABB Atoms BWR (Ref 3-1). Genomföringarna kan grovt delas in i 3 huvudgrupper enligt nedan, och de speciella genomföringarna kan ytterligare delas in i undergrupper:

1. Drivdonsgenomföringar (CRD)
2. Instrumentgenomföringar - neutronflödesmätning
3. Speciella genomföringar:
 - ECCS - genomföringar (externpumpsreaktorer)
 - Pumpmotorhus (interpumpsreaktorer)
 - Temperaturmätningar, mätstickor F3/O3 och övriga genomföringar.



Figur 3-1. Principskiss och nomenklatur för en ABB-instrumentgenomföring.

I vissa ABB Atom BWR finns även genomföringar i tankbotten som är pluggade. Dessa genomföringar kan jämföras med tankväggen. Huvuddelen av genomföringarna är vattenfyllda. Inuti vissa instrumentgenomföringshus (PRM-, SIRM-detektorer) finns det led rör öppna mot inneslutningens atmosfär. Tunnast godstjocklek finns i neutrondetektorgenomföringar. Till skillnad från drivdonshusen är neutrondetektorhusen ej förankrade mot utskjutning. Utifrån detta beslöt man att en genomföring, som simulerar en neutrondetektorgenomföring skulle användas vid experimenten. Dessa genomföringar förekommer hos alla ABB Atoms BWR och de är sinsemellan mycket lika. Det slutliga förslaget om experimentutformning beskrivs under respektive experiment.

3.3 SMÅSKALIGA EXPERIMENT FÖR STUDIE AV REAKTORTANKENS OCH TANKGENOMFÖRINGARNAS KYLMEKANISM VID HÄRDSMÄLTA

I referens 3-2 har man föreslagit att det finns en kylmekanism som innebär att en eventuell härdsmäta är kylbar i reaktortankens botten förutsatt att där finns rikligt med vatten. Hörnpelarna i detta förslag till kylmekanism i reaktortanken är följande:

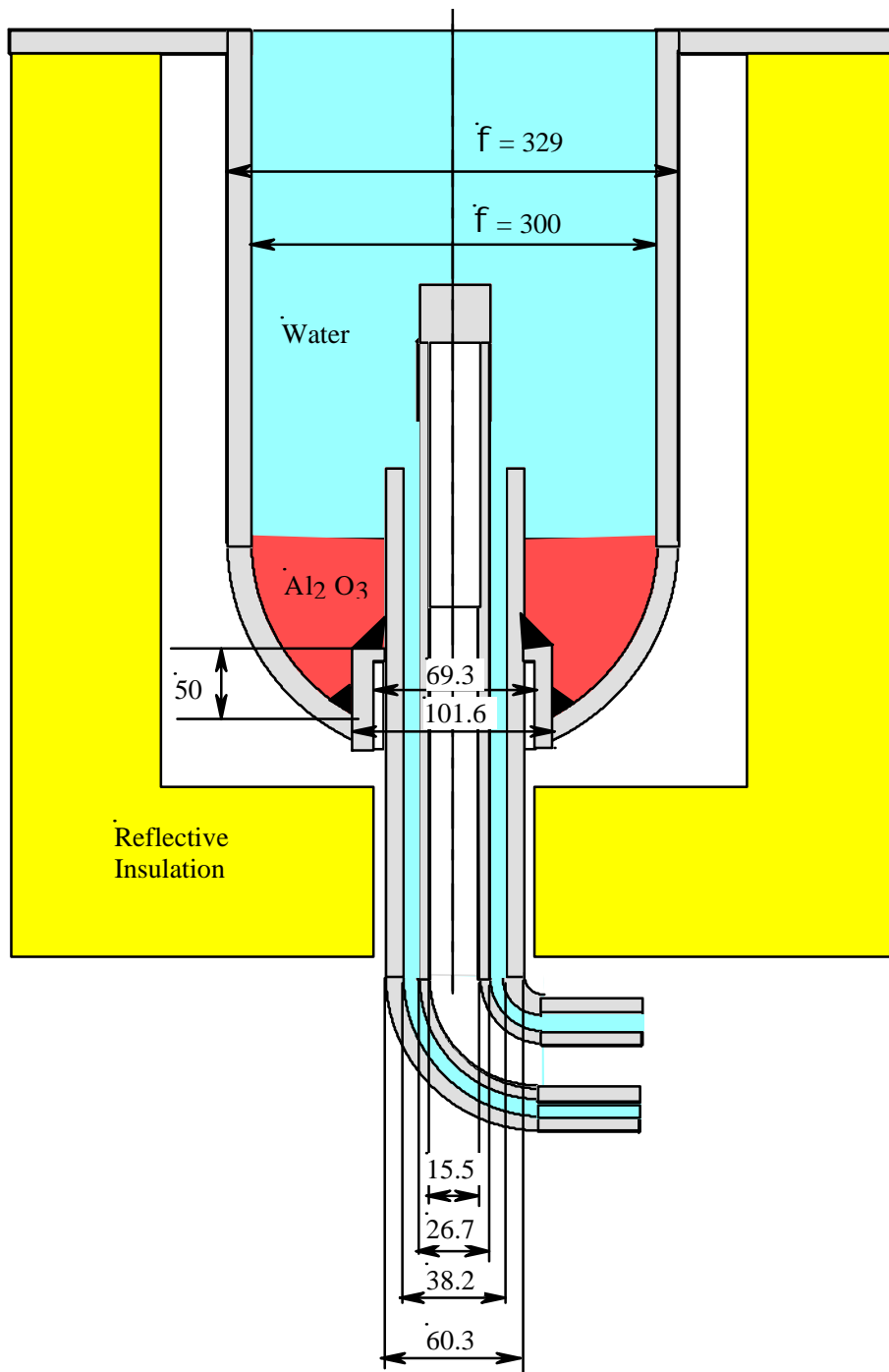
1. Små sprickor och ojämnheter på innerytan av reaktortanken är fyllda med vatten när ytan är våt. Smälta som kommer till tankväggen stelnar och bildar en sammanhängande krusta mycket nära väggen. Vatten som är fångat i sprickor och dylikt förångas snabbt på grund av värmen och det tryck som bildas i samband med detta påverkar den stelnade krustan med en kraft riktad bort från tankväggen. Krustan kommer att befinna sig mycket nära tankväggen, men den är inte fastklibbad vid denna.
2. Uppvärmning och belastning på tankbotten leder till krypning i tankväggen och det bildas en spalt mellan stelnad smälta och tankvägg. Spalten medför att tankväggen kyls om vatten finns tillgängligt i tankens nedre plenum.

För att verifiera den ovan beskrivna kylmekanismen, startade man ett experimentprogram. Figur 3-2 visar ett vertikalt snitt av experimentarrangemanget.

För att erhålla kunskap om hur tankbottengenomföringarna i ABB Atom BWR beter sig vid härdsmäta, planerade man två sådana experiment vid FAI's laboratorium i USA. Dessa ingick i en större experimentserie för att studera mekanismer för en smältas kylning i reaktortankbotten. Totalt genomfördes nio experiment i två testserier.

Testserie 1 (Phase 1, Test 1-4) syftade till att få bekräftelse på att de principer som beskrivs i ref 3-2 även fungerar i praktiken.

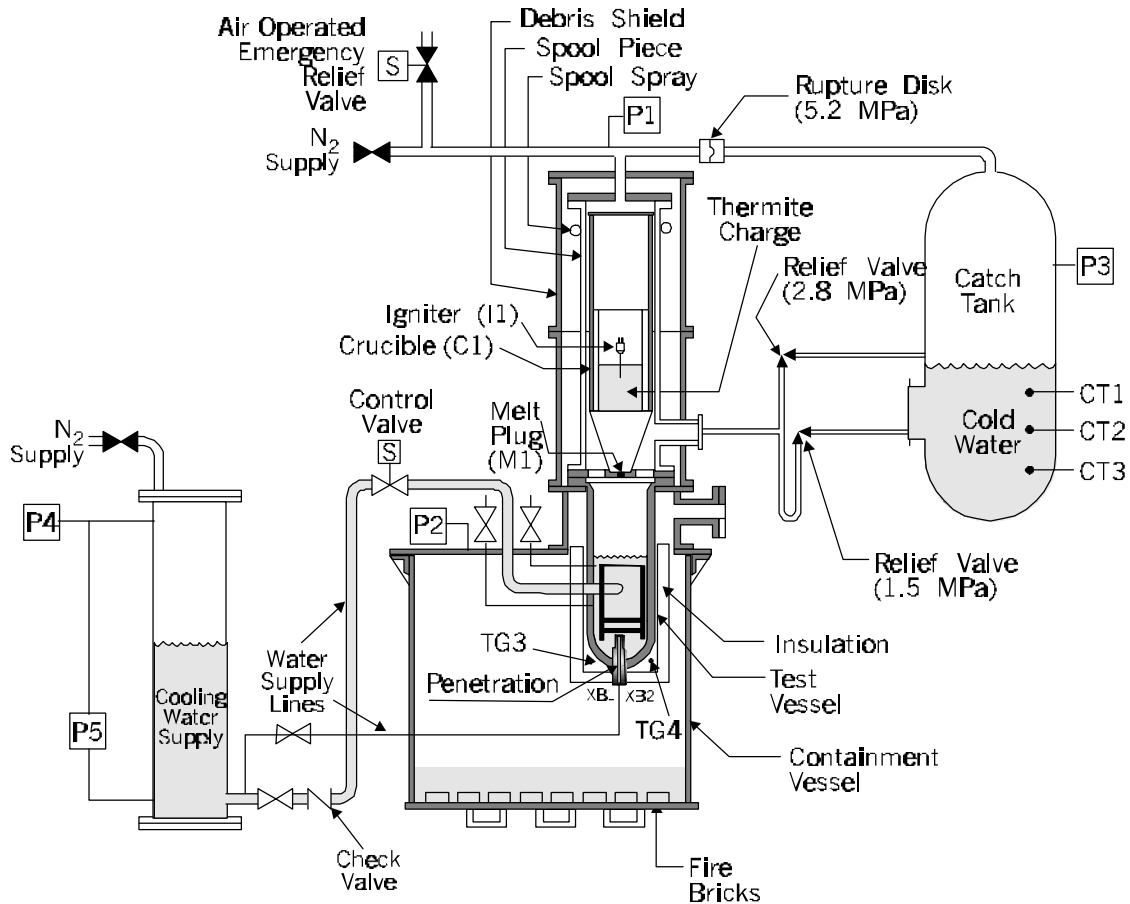
Testserie 2 (Phase 2 Test 1-5) fokuserades på speciella effekter såsom reproducerbarhet och genomföringarnas beteende vid kontakt med smälta samt påverkan på ett härdsmäteförlopp.



Figur 3-2 Vertikalt snitt över utformningen av testarrangemangen vid härds-
mälteexperiment med APRI 3's genomföring.

3.3.1 FAIs experimentanläggning

En skiss över FAI's experimentanläggning visas i figur 3-3.



Figur 3-3. Skiss över FAI's experimentanläggning

Den trycksatta testtanken visas i mitten av bilden. Testtanken är fylld till hälften med vatten. Ovanför testtanken finns en termitbehållare med ca 40 kg termitpulver. Omedelbart under termitbehållaren finns det möjlighet att med hjälp av gravitationen separera aluminiumoxid (Al_2O_3) från järn (Fe) som bildas när termitblandningens beståndsdelar reagerar. Termitbehållare och testtank är omslutna av ett inneslutningskärl som tjänar som missilskydd och skydd mot ev. ångutsläpp. Vid förhöjt tryck i inneslutningskärlet sker tryckavlastning till en avlastningstank. Det finns ett vattenpåfyllningssystem som möjliggör kompensation av det vatten som kokar bort i testtanken.

Det initiala trycket i testtanken ställs in med kvävgasfyllning till ca 0,4 MPa. Den totala energimängden i termitblandningen är ca 70 MJ. Efter att termitblandningen antändes, började uppvärmningen och när smältan nådde vattnet i testtanken hade trycket ökat upp till ca 1,6 MPa.

3.3.2 Testserie 1 - ”Proof of principle”

Den första testserien (Phase 1) ägnades åt att undersöka kylningsprincipen som är föreslagen i referens 3-1. Följande experiment genomfördes:

Experiment 1 (P1T1) - oisolerad tank med 3,3 cm vägg tjocklek

Experiment 2 (P1T2) - oisolerad tank med 1,2 cm vägg tjocklek

Experiment 3 (P1T3) - isolerad tank med 1,2 cm vägg tjocklek

Experiment 4 (P1T4) - isolerad tank med 1,2 cm vägg tjocklek.

Mängden termit smälta som användes i dessa experiment uppgick till 20-40 kg och hela smältmängden hamnade i testtanken. Ingen separering gjordes av den tunga och mycket överhettade järndelen i smältan. I testerna P1T3 och P1T4 utgjordes isoleringen av mineralull som var lindad runt testtanken. Tankväggen (3,3 cm) i det första experimentet visade sig vara så kraftig och ingen krypning och ingen större upphettning ägde rum.

Tankväggen kröp med flera centimeter i test P1T2 och kylde snabbt ned manuellt efter att ha varit utsatt för temperaturer över 1000 °C.

Vattnet rann ut ur testtanken under tryck i experiment P1T3, p.g.a. läckage genom en dålig svets. I detta experiment smälte den flytande oxidblandningen igenom de relativt kraftiga inre strukturerna i testtanken, som skulle simulera interna delar, samt testtankens botten på blott 4 sekunder. Detta visar att när det inte finns tillräckligt med vatten i testtanken kan smältan ej kylas och smälter mycket snabbt igenom tanken.

I test P1T4 var testtanken omgiven av isolering vilket medförde mycket större krypning i tankväggen än i motsvarande experimentet (P1T2) med oisolerad tank. Väggtemperaturerna i test P1T4 var över 1000 °C i över 200 sekunder. Testtanken vägg tunnades ut av den stora krypningen ända tills tanken gick sönder.

De viktigaste lärdomarna av den första experimentserien är att det bildades en krusta mellan tankväggen och smältan och att ingen av smältans komponenter (järn eller aluminiumoxid) klubbades till tankväggen. Krustan möjliggjorde att tankväggen genom krypning kunde röra sig från det stelade krustan så att ett gap bildades mellan krusta och vägg. Vid oisolerad tank (P1T2) var krypningen begränsad och stannade upp p.g.a. av tankväggen kylde, medan vid isolerad tank (P1T4) skedde uppvärmningen av tankväggen så snabbt att tanken gick sönder. Man kunde också konstatera att inga ångexplosioner ägde rum när smältan föll ned genom vattnet i testtanken. Trycket under testerna varierade mellan 0,4-1,6 MPa. Detta stöder teorin att högt tryck förhindrar ångexplosioner. För ytterligare information se ref 3-3.

3.3.3 Testserie 2, första delen - Reproducerbarhet.

Testserie 2 fokuserades på oxidsmälta och spegelisolerad testtank för att mera efterlikna förhållandena i en verklig reaktortank. Man införde en utrustning som separerade ut större delen av järnet från termit smältan eftersom Al_2O_3 bättre motsvarar UO_2 's egenskaper vad gäller värmeledningstal, volymetrisk värmekapacitet och smältpunkt.

Två identiska experiment genomfördes, P2T1 och P2T2, för att undersöka reproducerbarheten.

Resultaten av de två testerna visade att man erhöll höga temperaturer i tankbotten vilka dock sjönk relativt snabbt. Man kunde också notera effekten av spalten mellan spegelisolering och testtank. Värme konvektionen kom snabbt igång i spalten utanför tanken. På detta transporterades värme från utsidan av tankbotten, via luftspalten, till den cylindriska delen av tanken och vattnet innanför värmdes upp genom värmeledning i tankmaterialet.

Krypningen av tanken begränsades till maximum 10 mm och värme flöden som fördes bort från tankväggen uppmättes till ca 300 kW/m². Värmeförlusterna genom isoleringen var ca 100 W/m². Man kunde också konstatera att mätresultatets reproducerbarhet var god. För vidare information se ref 3-4.

3.3.4 Testserie 2, andra delen - Inverkan av inre strukturer

Denna experimentserie koncentrerades på betydelsen av interna strukturer i testtanken. I det första experimentet (P2T3) fanns interna strukturer i testtanken som någorlunda liknade interndelarna i en reaktortank. Det fanns enkla modeller av moderator tank och patronuppställningsplatta. Experiment P2T4 och P2T5 hade dessutom en genomföring i testtankens botten, vilken liknade en instrumentgenomföring hos ABB Atom BWR. I experiment P2T4 planerade man att ha stillastående vatten i spalten mellan den yttre och den inre tuben i genomföringen medan man i experiment P2T5 ville se effekten av ett vattenflöde i denna spalt. Se ref 3-5.

TEST P2T3 (PHASE 2 TEST 3)

Detta var den första test med interndelarna ”moderator tank” och ”hårdplatta”. Inga höga väggtemperaturer erhöles. Efter testen kunde man konstatera att hårdplattan fångat upp större delen av mängden smälta och att endast en mindre del kom ned till tankbotten. Smältan kyldes snabbt ned utan att höga tankväggstemperaturer erhöles.

Test P2T4 - (Phase 2 Test 4)

I detta test placerades hårdplattan längre ner i tanken och en genomföring monterades in i botten. Ingen kylflöde genom genomföringen. Trycket 1,0 MPa bibehölls under hela testen. Endast ca 1 kg av totalt ca 20 kg oxidsmälta hölls kvar av hårdplattan och smältan var i smält form när den nådde tankbotten med sin genomföring. Smältan fäste varken till tankväggen eller genomföringens väggar. Ett gap på ca 1 mm observerades mellan tankvägg och smälta men också mellan genomföringens yttervägg och smältan.

Smältan kyldes snabbt ner utan att det blev några skador på tankväggen eller på genomföringens väggar. Viss missfärgning på genomföringens yta tyder på att den har utsatts för höga temperaturer under en kort tid. Väggtemperaturerna mättes i flera punkter och resultaten visar att värmetransporten i tankväggen var betydande.

Test P2T5 - (Phase 2 Test 5)

Syftet med denna test var att repetera den föregående testen, men med den skillnaden att ett kylflöde, motsvarande reningsflödet i ett drivdon, skulle strömma igenom genomföringen. Detta kylflöde upphörde emellertid ca 10 sekunder efter det att smältan nådde tankbotten på grund av fel i kylkretsen. Denna test blev därför i praktiken en upprepning av den föregående.

För test P2T5 fanns ett tjugotal nya temperaturgivare installerade, vilket innebär att man erhöll en ännu bättre bild av temperaturfältet i tankväggen jämfört med test P2T4. Resultaten visar att reproducerbarheten av dessa två tester är mycket god.

Inte heller i P2T5 erhölls några skador på tankväggen eller på genomföringens väggar. Man kunde konstatera att gapstorleken var upp till 2,5 mm på vissa ställen.

Av de uppmätta temperaturerna framgår att värme strömmade in i tankväggen både inifrån och utifrån, genom att värme transporterades till tankväggens övre delar i spalten innanför spegelisoleringen genom strålning och konvektion. Man kunde även observera att ett uppåtgående värmeflöde etablerades i tankväggen. Figur 3-4 visar resultat från några av temperaturmätningarna. Tabell 3-1 och 3-2 sammanfattar de viktigaste delarna av erhållna resultaten i testserie 2.

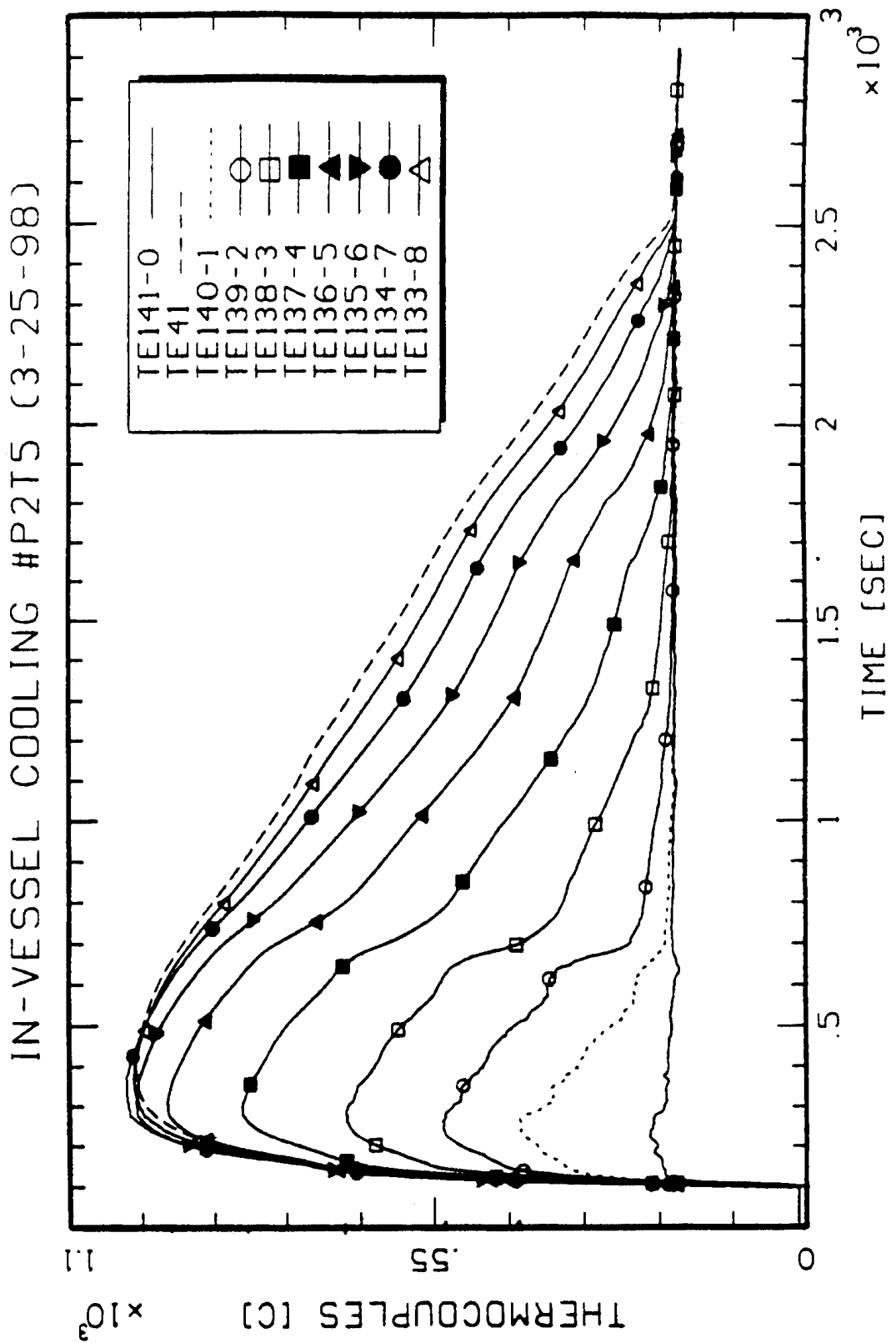
Tabell 3-1 Smältmassa, gap och permanent deformation i testtanken.

Test	Smältmassa i test-tankens nedre plenum (kg)	Gapets storlek mellan vägg och krusta (mm)	Test-tankens permanenta deformation (mm)
P2T1	28,6	≤ 2	2
P2T2	32,7	≤ 10	10
P2T3	12	(*)	0
P2T4	19	≤ 1	2,2 – 2,3
P2T5	18,5	≤ 2,5	2,4 – 2,7

(*) Uppskattningar saknas.

Tabell 3-2 Testtankens uppmätta högsta väggtemperatur °C.

Test	Bottentemperatur (°C)	Sidotemperatur (°C)	Kommentarer
P2T1	1070-1140	490-780	Interndelar i nedre plenum, men inga genomföringar
P2T2	1110-1150	730-740	Interndelar i nedre plenum, men inga genomföringar
P2T3	165-520	165	Inga interndelar i nedre plenum och inga genomföringar. (liten mängd smälta nådde tankens botten, större delen deponerades innanför moderatortanken.)
P2T4	880-900	205-280	Inga interndelar i nedre plenum, och inga genomföringar
P2T5	960-1000	340-700	- " -



Figur 3-4. Temperaturer på utsidan av testtanken på olika nivåer. TE133 är närmast botten av reaktortanken medan TE141-0 är längst ut från botten.

3.3.5 Viktiga erfarenheter från experimenten

Nedan följer de viktigaste lärdomarna som kan dras från de utförda experimenten med oxidsmältor i FAIs experimentanläggning.

1. Tre viktiga värmeöverföringsmekanismer har identifierats:
 - a) Strålning och konvektion innanför spegelisoleringen (Bedöms som viktig för reaktorförhållanden)
 - b) 2-D effekter (axiell värmeledning i tankväggen) (Bedöms som viktig i småskaliga experiment, men mindre viktig för verkliga reaktorförhållanden.)
 - c) Gapkylningseffekter som verkade båda vid tankväggen och vid genomföringarnas väggar.
2. Kylningen av tankväggen började vid smältans fria yta och kylfronten fortsatte ned mellan tankvägg och krusta, mot de sfäriska delarna av testtankens botten.
3. Ökningen av gapet mellan krusta och tankväggen var inte likformig runt omkretsen i tankens nedre plenum.
4. Testtankens förlängning p g a krypning har alltid skett i longitudinell riktning. Gapets ökning p.g.a. krypning skedde främst i tankens botten.
5. Bäddens sammansättning (oxidrik eller metallrik) påverkar kylbarheten, förmodligen därför att mycket järn i smältan resulterar i en kompakt bädd som försvårar vatteninträngning och kylning.

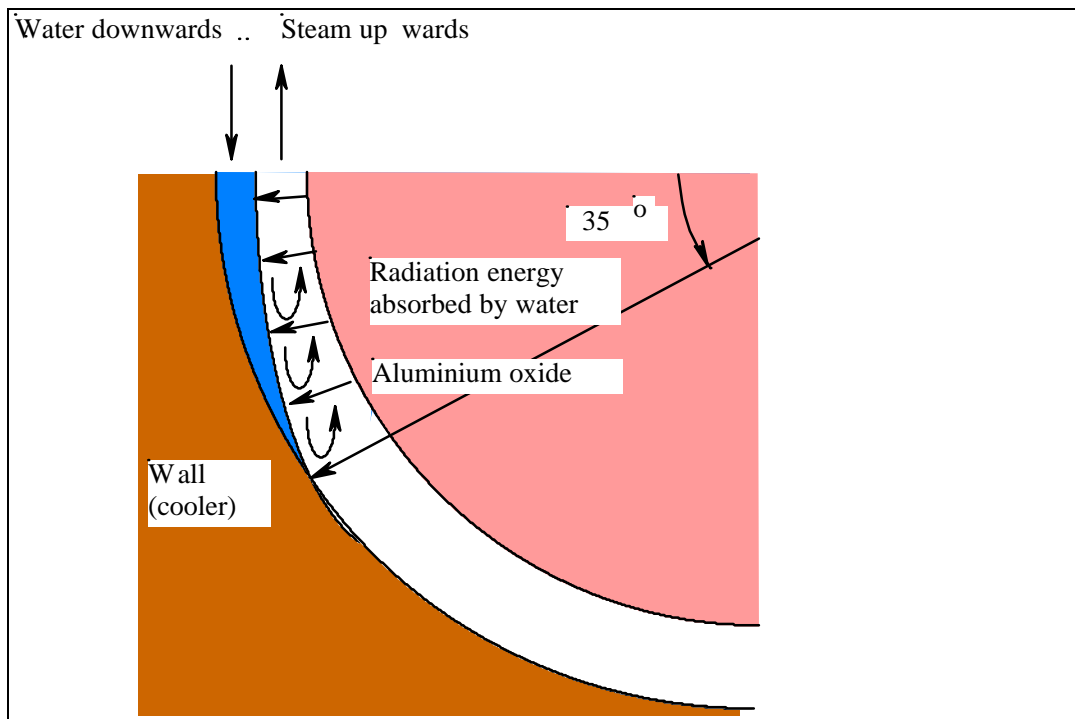
3.4 BERÄKNINGAR MED PROGRAMMET PASULA

Inom projektet har beräkningar med programmet PASULA utförts. Syftet är dels att analysera erhållna experimentresultat, dels att verifiera beräkningsverktyg och beräkningsmetodik för att kunna använda PASULA och de erhållna kunskaperna på ett bredare fält, t ex på verkliga reaktortankar.

Den första delen av beräkningarna gjordes innan experimentresultaten var tillgängliga (Ref 3-6) och beräkningarna upprepades sedan efter att experimentresultaten var kända (Ref 3-7).

Koden PASULA, som är utvecklad vid VTT Energy i Finland är kapabel att både strukturmekaniskt och termiskt analysera botten av en reaktortank inklusive en tankgenomföring. Koden löser värmeledningsekvationen med finit differensmetod. Randvillkoren kan beskrivas på ett mycket flexibelt sätt.

Denna flexibilitet gör det möjligt att genom beräkningar kunna återge experimentresultat. Efterberäkningarna koncentrerades på test P2T5 där mest information fanns tillgänglig. Flera olika kombinationer av randvillkor prövades och nedanstående modell gav den bästa överensstämmelsen med experimentresultaten.

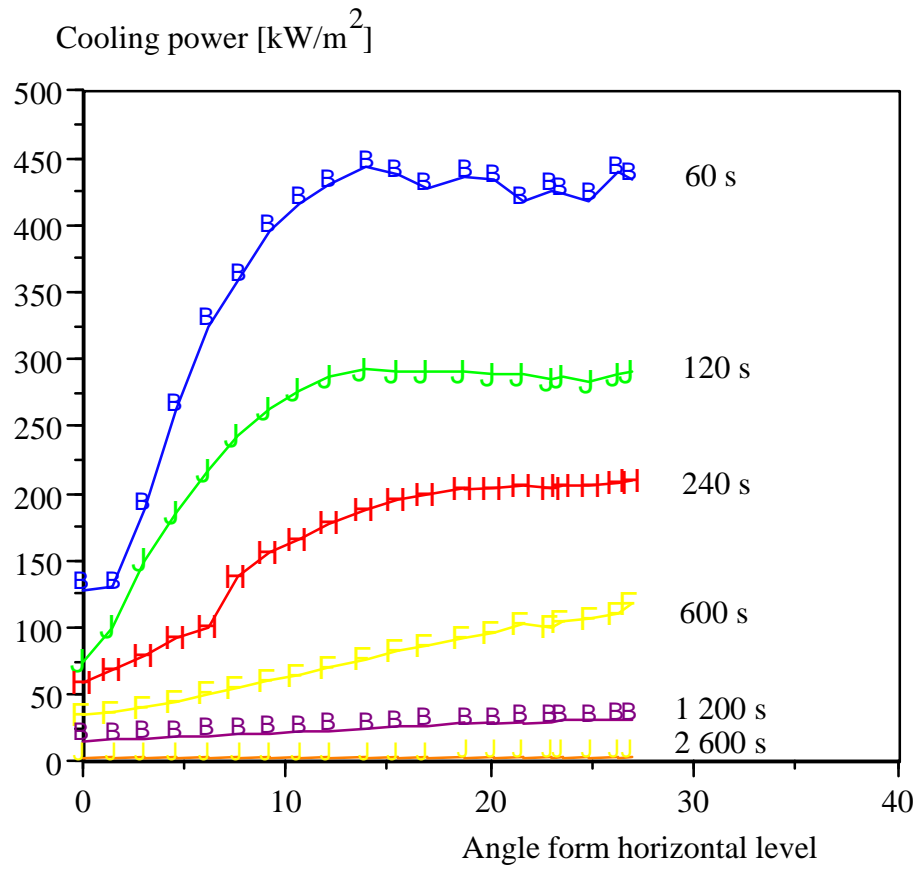


Figur 3-5 Värmefflöde i gapet vid tankväggen.

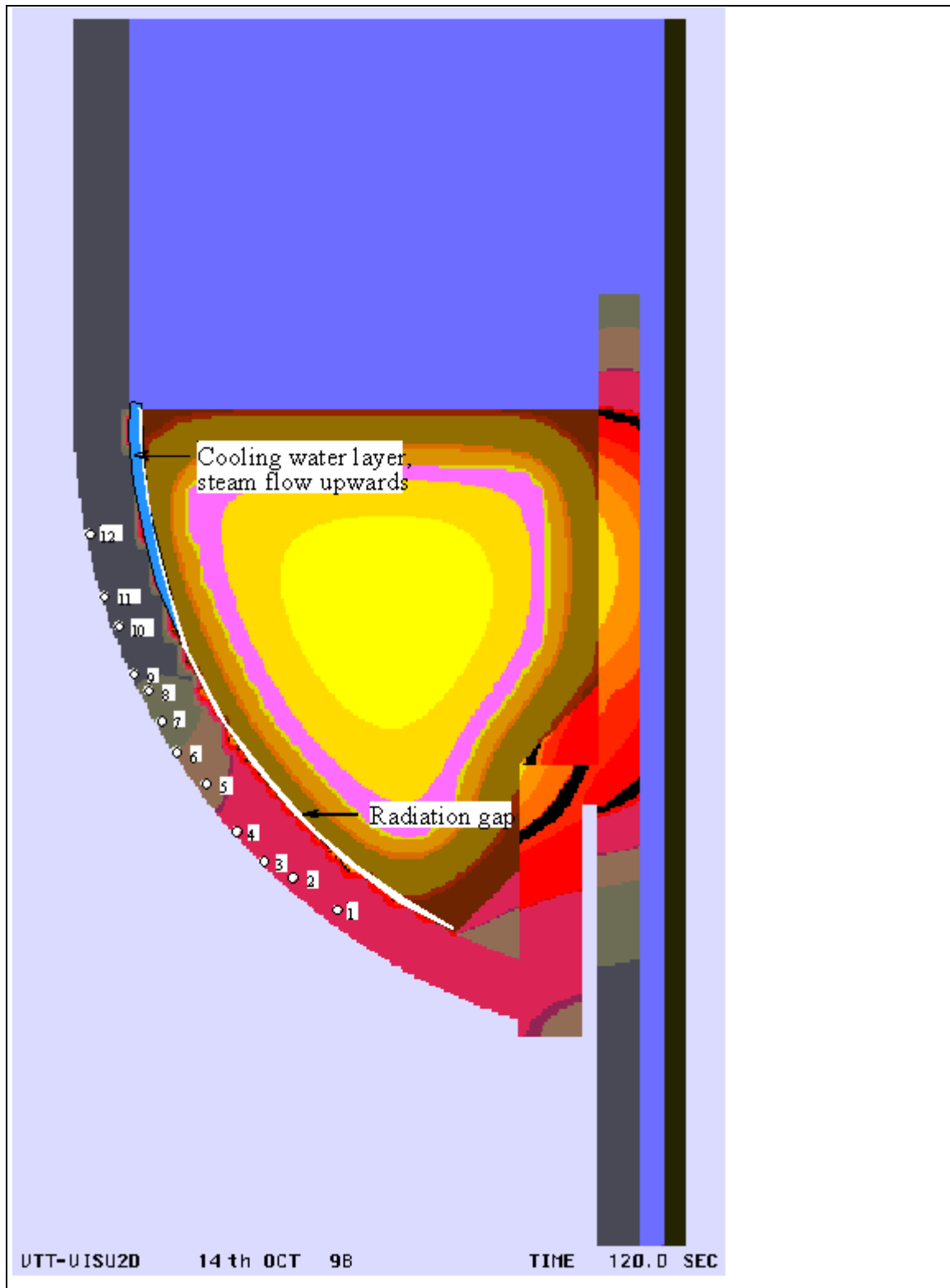
Figur 3-5 visar den antagna hypotesen för gapkyllning. Smältan ligger i direkt kontakt med tankväggen under några sekunder. Efter ett tiotal sekunder bildas det ett gap mellan smältan och krustan. Vatten kan då tränga ner i gapet där den förångas. Ångan lämnar gapet genom att strömma uppåt och därmed förs värme ut ur gapet. Efter en viss sträcka finns det inget vatten kvar i gapet utan allt har förångats. Vinkeln, som bestämmer avståndet där vattnet har tagit slut i gapet, är justerbar i PASULA. En vinkel av ca 35° från det horisontella planet gav den bästa överensstämmelsen med de uppmätta resultaten i experiment P2T5. Figur 3-6 visar storleken på den beräknade kyleffekten i gapet som funktion av tiden och läget i gapen.

Figur 3-7 och 3-8 visar den beräknade temperaturfördelningen i testtanken och vid testtankens yttre vägg. Figur 3-7 visar också de lägen på testtankens yttre vägg där temperaturen som funktion av tiden är beräknad.

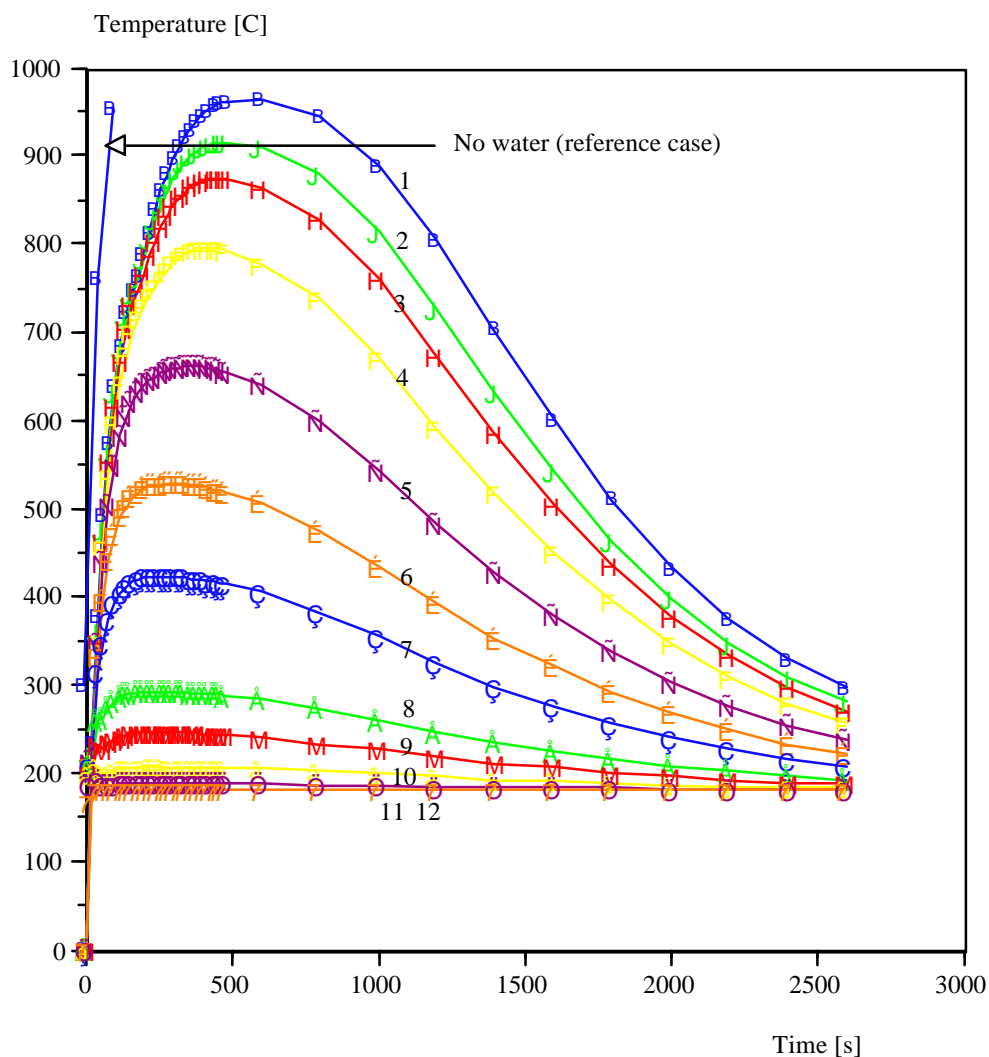
De beräknade temperaturerna vid testtankens yttre vägg i figur 3-8 kan jämföras med de uppmätta temperaturerna i figur 3-4. Överensstämmelsen bedöms vara tillfredsställande.



Figur 3-6 Beräknad kyleffekt i gapet som funktion av tiden och läget.



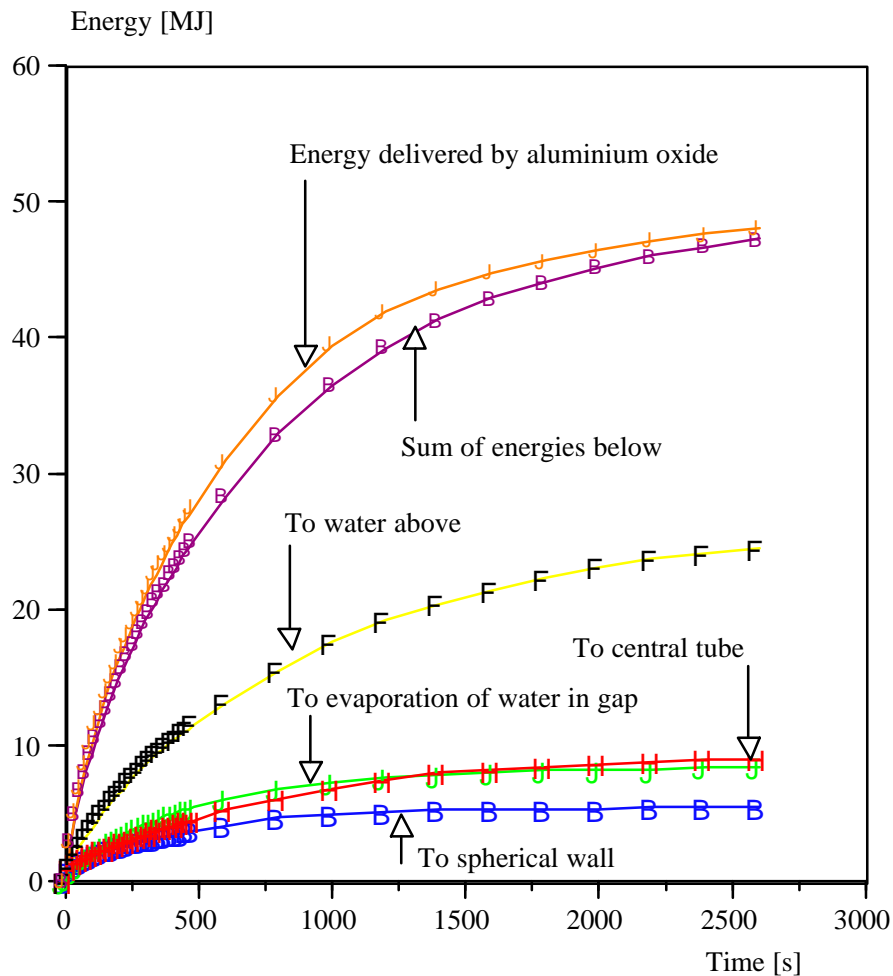
Figur 3-7. Beräknad temperaturfördelning i testtanken efter 120 s.



Figur 3-8. Beräknad temperaturfördelning i punkter enligt figur 3-7 vid testankens yttre vägg i test P2T5.

Utöver beräkningen av temperaturfälten, har beräkningarna också gett möjlighet att följa energibalansen som funktion av tiden. Figur 3-9 visar hur aluminiumoxidens energi överförs till de olika delarna i testtanken. Den totala initiala energimängden som tillförs testtanken är ca 50 MJ i PASULA-beräkningarna. Som framgår av figur 3-9, transporteras största delen av energin direkt till vattnet ovanför smältan, eftersom motsvarande värmeöverförande yta är störst. Värmeflödet genom genomföringen är endast en fjärdedel av värmeflödet direkt till vattnet. Man ser också att en betydande del av värmen förs bort i gapet.

Den beräknade energibalansen överensstämmer väl, vilket tyder på att felet på grund av den diskreta nodaliseringen och det numeriska beräkningsfelet är acceptabelt litet.



Figur 3-9. Beräkning av energibalansens utveckling som funktion av tiden i experiment P2T5.

3.5 ALLMÄNNA SLUTSATSER

De viktigaste slutsatserna som kan dras från genomförda experiment och beräkningar i detta delprojektet är;

- Inga explosiva reaktioner förekom mellan vatten och smälta i någon av testerna.
- Det bildades en krusta mellan tankvägg och smälta och ingen av smältans komponenter (järn- eller aluminiumoxid) svetsades till tankväggen, förutsatt att det fanns tillräckligt med vatten i testtanken. Den stelnade krustan innebär att ett gap bildas mellan krustan och tankväggen när tanken kryper p.g.a. värme och inre belastningar.
- Otillräckligt med vatten i tanken ledde till snabb genomsmältning.
- Efterberäkningarna kunde med rimlig noggrannhet återge experimentresultaten.

Betydande erfarenheter och kunskaper har erhållits under projektets gång angående kylning av härdsmltan i reaktortanken med intern kylning. Det återstår fortfarande att demonstrera och med ytterligare analyser visa att principerna framtagna med

småskaliga experiment kan överföras till en reaktorläggning i full skala. För ytterligare information, se ref 3-8.

3.6 REFERENSER

- 3-1 Müller F. "Projekt APRI 3 - Sammanställning av RPV genomföringar och förslag till experimentförutsättningar". ES-Rapport 96-06 (1996).
- 3-2 Henry, R. E. and Dube, D. A. "Water in the RPV: A Mechanism for Cooling Debris in the RPV Lower Head". Proceedings of the Specialist Meeting on Selected Containment Severe Accident Management Strategies, Stockholm, Sweden, 13-15 June 1994. SKI Report 95:34; NEA/CSNI/R(95)3.
- 3-3 "In-Vessel Cooling Proof-of-Principle Experiments". Report FAI/96-55. Fauske & Associates, Inc., July 1996.
- 3-4 "The Results of the Phase II In-Vessel Cooling Experiments Test 1 and Test 2". Draft report FAI/97-70. Fauske & Associates, Inc., July 1997.
- 3-5 "The Results of the Phase II In-Vessel Cooling Experiments Tests 3, 4 and 5". Report FAI/98-81. Fauske & Associates, Inc., July 1998.
- 3-6 Kari Ikonen, "Heating Analysis of the APRI 3 Test Vessel". Research Report ENE4/43/97. VTT Energy, 3-7 Kari Ikonen, Risto Sairanen, Post Test Calculations of FAI/APRI 3 Penetration Experiments With The Pasula Code. Research Report. ENE4/17/98. VTT Energy, Nov, 1998
- 3-8 "In-Vessel Core Debris Retention Experiments". EPRI, Palo Alto, CA and U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC: Final Report TR-108876, Prepared by Fauske & Associates, Inc. October 1998.

4 RISKBEDÖMNING AV FENOMEN (RAF)

4.1 BAKGRUND

Som ett steg att värdera och förbättra säkerheten i svenska och finska reaktorer utförs PSA analyser. PSA nivå 2 anger sannolikheten för att ett större aktivitetsutsläpp sker från reaktoranläggningen vid en härdsälta och där utnyttjas s k händelseträäd, där varje gren motsvarar ett sluttillstånd vid ett svårt haveri. För att kunna beräkna den totala sannolikheten för stora utsläpp, måste de grenar i händelseträdet som leder till stora utsläpp kvantifieras, d v s sannolikheten för att de inträffar måste bestämmas. Detta innebär i sin tur att sannolikheten måste bestämmas för att olika fysikaliska fenomen inträffar och påverkar utrustning och strukturer på ett sådant sätt att stora aktivitetsutsläpp sker från inneslutningen. Att försöka ange osäkerheten i dessa sannolikhetsbestämningar är därför av vikt för PSA-metoden.

En sammanfattning och bedömning av kunskapsläget för olika fysikaliska fenomen, som har betydelse för PSA nivå 2 studier, görs i delprojektet RAF (Riskbedömning av fenomen) vilket beskrivs mera utförligt i ref 4-1.

4.2 SYFTE

Syftet med delprojektet RAF kan sammanfattas enligt nedan;

- Identifiera riskdominerande fenomen
- Presentera det nuvarande kunskapsläget för vart och ett av dessa fenomen, samt utvärdera vilka typer av hot mot inneslutningens integritet som de olika fenomenen kan utgöra
- Identifiera för varje fenomen kunskapsområden där stora osäkerheter finns, förutsatt att detta kan ha betydelse för risken för stora aktivitetsutsläpp från inneslutningen
- För varje fenomen uppskatta ett sannolikhetsintervall som anger risken för stora aktivitetsutsläpp från inneslutningen, förutsatt att en härdsälta inträffar.

Projektet är indelat i två etapper, där den första etappen hade som mål att identifiera riskdominerande fenomen, medan den andra etappen innebär en mera noggrann undersökning och utvärdering av de riskdominerande fenomenen som identifierats i den första etappen.

5 SAMMANFATTNING OCH SLUTSATSER

5.1 MÅLUPPFYLLELSE

Projektet APRI 3 har väl uppfyllt de ställda målen,

- att följa internationella forskningsprojekt för svåra haverier och att stödja forskningen vid KTH
- att utvärdera och om möjligt kvantifiera fenomen som kan ha betydelse för PSA nivå 2 studier
- att söka klarlägga om det finns en möjlighet att kvarhålla en härdsälta i reaktortanken

Ekonomiskt har en viss omfördelning skett mellan olika delprojekt men den totala budgetramen har innehållits. Slutredovisning har erhållits från alla delprojekt vilka ligger till grund för denna slutrapport.

APRI-3 projektet har redovisats för intresserade inom kärnkraftsamfunden i Sverige och Finland vid ett slutseminarium 99-04-15--16.

5.2 SAMMANFATTNING AV PROJEKTET

5.2.1 Internationella forskningsprojekt

Deltagande i det av NRC ledda forskningsprogrammet CSARP (Cooperative Severe Accident Research Programme) innebär att vi får tillgång till en mängd information om olika fenomen av betydelse för händelseförlopp vid svåra haverier. Vidare får vi tillgång till avancerade beräkningskoder. Ett fortsatt deltagande i CSARP är därför önskvärt.

Den forskning om svåra haverier som bedrivs vid Institutionen för Reaktorsäkerhet vid KTH håller hög internationell klass och denna har stötts till en icke obetydlig del av APRI 3. Denna verksamhet var i ett uppbyggnadsskede under den tidigare delen av APRI 3 projektet men under de senaste 1 - 2 åren har en mängd intressanta resultat rapporterats från såväl experiment som beräkningar. Man har både experimentuppställningar och beräkningsprogram för att studera de viktiga fenomenen "Växelverkan smälta -vatten" och "Smältans utbredning och kylbarhet." Till dags dato har den direkta kommunikationen mellan kärnkraftverken och Institutionen för Reaktorsäkerhet varit relativt ringa, men det finns en potential för att göra mera blockspecifika experiment vid KTH vilket naturligtvis är värdefullt ur verifieringssynpunkt.

Resultaten från de två experiment som hittills genomförts i forskningsprojektet PHEBUS var delvis oväntade och visar på betydelsen av kemiska processer och förlopp vid svåra haverier. Det är viktigt att de beräkningsverktyg som används för svenska verk valideras mot experimenten i PHEBUS. Experimenten är mest

inriktade på att simulera förhållanden för PWR men en viss möjlighet finns att från svensk sida påverka experimentförutsättningarna.

Det är från nordisk sida viktigt att resultaten så långt det är möjligt även är tillämpbara för BWR. Ett mera aktivt deltagande i PHEBUS är önskvärt och att man t ex kommer med i analysarbetet.

Sverige har från begynnelsen deltagit i ACE-projektet där man studerat olika fenomen vid svåra haverier som är relaterade till reaktorinneslutningen. De flesta delprojekt var avslutade när APRI 3 projektet påbörjades och det som återstod var ett stort försök gällande smältans kylbarhet (MACE) som efter en del besvär har genomförts. Resultatet visade att skalningseffekter fortfarande var betydande och då det inte är realistiskt att genomföra ett ännu större experiment har man beslutat att gå vidare med ett antal mindre experiment för att studera specifika fenomen.

Smältans kylbarhet i reaktorinneslutningen är central för den svenska och finska lösningen att klara svåra haverier med acceptabla konsekvenser och det är därför väsentligt att vi deltar i de fortsatta experimenten inom ACE-projektet.

5.2.2 Smältans kylbarhet i reaktortanken

Småskaliga experiment har genomförts där smältor av järn och aluminiumoxid samt relativt rena aluminiumoxidsmältor tillförts en testtank av stål. Då vatten fanns tillgängligt i testtanken var smältan kylbar och ingen genomsmältning skedde. Detta gäller även när en genomföring liknande en instrumentgenomföring i ABB Atom BWR fanns monterad i botten på testtanken. Om det däremot ej finns något vatten i tanken sker genomsmältning mycket snabbt.

När tanken med sin stelnade smälta undersöktes efter det att allt hade kallnat, fann man ett millimeterstort gap mellan tankvägg och smälta och även mellan genomföringens yttervägg och smältan.

Beräkningar av temperaturfältet i testbehållaren som funktion av tiden utfördes med programmet PASULA som löser värmeledningsekvationen med numeriska metoder. Genom att anpassa randvillkoren erhöles en förhållandevis god överensstämmelse mellan experiment och beräkningar.

Att öka sannolikheten för att härdsmältan förblir i reaktortanken är fördelaktigt ur flera synpunkter och det bör vara ett mål för haverihanteringen vid svåra haverier. Det är därför önskvärt att fortsätta undersökningarna för att bättre förstå de mekanismer som medför att smältan kan kylas i reaktortanken.

5.2.3 Riskbedömning av fenomen (RAF)

Resultatet av delprojektet RAF är att följande fenomen är riskdominerande vid svåra haverier i svenska och finska reaktorer (TVO); vätgasdeflagration, ångexplosioner (BWR), genomsmältning av inneslutningens bottenplatta samt globalt brott på reaktortanken. Ett fenomen betraktas som riskdominerande om det

vid en härds smälta förorsakar stora utsläpp från reaktorinneslutningen med en beräknad frekvens som är större än 10^{-7} /reaktorår.

Vätgasdeflagration

Hur vätgasen genereras och fördelar sig i inneslutningen är av stor betydelse framför allt i PWR men även i BWR. De metoder som finns idag för att beräkna förloppet av vätgasförbränning i en inneslutning är inte tillräckligt noggranna. Utveckling pågår för att förfinas beräkningsmetoderna och det är av intresse för svenska och finska reaktorer att denna utveckling följs. Ett tänkbart sätt att minska risken för vätgasförbränning i PWR är att installera katalytiska rekombinatorer. Den internationella utvecklingen på detta område bör följas.

Vätgasförbränning i en BWR-inneslutning kan bara inträffa när denna är luftfylld, vilket endast inträffar vid upp- och nedgång i samband med att inneslutningen skall beträdas. Skulle en härds smälta inträffa under sådana betingelser med frigörelse av en stor mängd vätgas, är det mycket svårt att visa att inneslutningen klarar en vätgasdeflagration. Ansträngningarna bör istället inrikta sig på att minska sannolikheten för att en härds smälta inträffar vid luftfylld inneslutning i BWR.

Ångexplosioner

Trots att fenomenet ångexplosion i samband med ett svårt haveri i en kärnreaktor har studerats ingående och under lång tid råder fortfarande stora osäkerheter i vissa avseenden. Bedömningen är dock att det endast är ångexplosioner i reaktorinneslutningen i en BWR som kan vara riskdominerande. Sannolikheten för att en ångexplosion inträffar i detta fall och hur stark den blir beror i hög grad på smältans fysikaliska och kemiska egenskaper. Intressanta idéer finns om hur dessa egenskaper mekanistiskt påverkar möjligheten till snabb och stor energiöverföring från smältan till det omgivande vatten, men goda kvantitativa beräkningsmodeller saknas. Frågan är viktig för PSA nivå 2 studier för BWR och den internationella utvecklingen bör följas.

Smältans kylbarhet i inneslutningen

Att härdmaterial som smält igenom reaktortanken och hamnat på botten av reaktorinneslutningen verkligen kyles, är centralt för den strategi som används i Sverige och Finland för att förhindra stora utsläpp vid ett svårt haveri. Det relativt stora experimentet med bottenytan 120x120 cm som utförts i MACE-projektet, där bl a en härds smältas resteffekt simulerades, gav inget entydigt resultat då vägg effekter visade sig ha stor betydelse för experimentets förlopp. Arbetet med att experimentellt studera smältans kylbarhet kommer att fortsätta inom MACE-projektet.

Om smältan fyller upp reaktorinneslutningens nedre del så att kylning med vatten endast kan ske uppifrån genom en skorpa som bildas på smältans översida, vilket skedde i det stora MACE-försöket, är sannolikheten för kylbarhet betydligt mindre än om vatten även kan tränga in från sidorna. Även hur smältan

fragmenterar, och om eventuell skiktning sker av olika partikelstorlekar, är av stor betydelse för kylbarheten.

Kunskapen är idag ofullständig om egenskaperna hos den grusbädd av smält härdmaterial som bildas på botten av inneslutningarna i BWR och PWR vid ett svårt haveri. Det är viktigt att följa den internationella forskningen gällande smältans kylbarhet i inneslutningen samt även bedriva blockspecifika studier.

Globalt reaktortankbrott

Den betingade sannolikheten för ett globalt reaktortankbrott vid ett svårt haveri bedöms som låg för PWR och i synnerhet för BWR. Den mycket låga sannolikheten för BWR beror på att sannolikheten för att ett litet lokalt brott, såsom brott på en instrumentgenomföring, bedömts som mycket nära ett, förutsatt att brott över huvud taget sker på reaktortanken.

Det är viktigt att studera hur brott på reaktortanken kan ske vid ett svårt haveri eftersom det påverkar, förutom risken för globalt reaktortankbrott, även fenomenen ångexplosioner och smältans kylbarhet i reaktorinneslutningen.

5.3 SLUTSATSER

Projektet APRI 3 har omfattat dels uppföljning av internationell forskning, dels egen forskning avseende möjligheten att kyla smälta i reaktortanken samt att studera fenomen som är väsentliga för PSA nivå 2 studier. De slutsatser som dragits från projektet är följande:

- När det gäller PSA nivå 2 studier är det förståelsen av vissa fenomen som behöver förbättras i första hand.
- Förståelsen av ångexplosioner har förbättrats betydligt och kan närma sig en lösning.
- Det förefaller möjligt att kyla smältan i reaktortanken och det finns modeller som förklarar varför. Detta kan påverka existerande strategier för haverihantering.
- Experiment i PHEBUS visar att det finns kunskapsluckor när det gäller reaktorkemin vid svåra haverier, speciellt jod. Smältning av bränsle skedde tidigare än beräknat i PHEBUS vilket resulterade i andra kemiska föreningar än väntat.
- Kunskapen om förlopp vid smältans kylning i inneslutningen har ökat betydligt, men det har tyvärr visat sig mycket svårt att i en begränsad experimentgeometri undvika randeffekter.
- Det är i stort sett klarställt att direkt uppvärmning av inneslutningens atmosfär (DCH) ej utgör något signifikant hot mot inneslutningen.

- Osäkerheter kvarstår gällande vätgasens riskbidrag vid svåra haverier. För BWR bör man inrikta sig på att minska frekvensen för härdsmälta vid luftfylld inneslutning.
- Återkriticitet är ej behandlat i APRI 3 men väl i EU-projektet SARA.
- Det finns indikationer på att haverihanteringen bör kompletteras p.g.a. nya insikter.

5.4 REKOMMENDATIONER

Följande rekommendationer lämnas inför framtida arbete:

- För att förbättra PSA nivå 2 bör man koncentrera resurserna på förståelsen av fenomen.
- En slutlig bedömning av konsekvenserna av ångexplosion bör tas fram.
- Fortsatt engagemang i MACE/ACEX.
- Ökat engagemang i PHEBUS.
- Fortsatt arbete med att studera fysiken gällande smältans kylbarhet i reaktortanken.
- Fortsatt stöd till KTH/CSARP.
- Fortsatt arbete med att studera smältans kylbarhet i inneslutningen.
- Fortsatt arbete med att studera vätgasrisken i BWR och PWR.

4.3 IDENTIFIERING OCH UNDERSÖKNING AV RISK-DOMINERANDE FENOMEN

4.3.1 Identifiering av riskdominerande fenomen

Bestämningen av de fenomen som är riskdominerande för inneslutningen gjordes i två steg. Först gjordes en inventering av alla fenomen som kunde utgöra ett hot mot inneslutningens integritet, baserat på resultaten från PSA nivå 2 studier för Ringhals 2, Barsebäck 1/2 och Ringhals 1.

Följande fenomen identifierades vilka kan utgöra ett hot mot inneslutningen.

- Vätgasdetonation/deflagration
- Ångexplosioner
- Direkt uppvärmning av inneslutningens atmosfär
- Globalt brott på reaktortanken
- Långsam övertryckning av reaktorinneslutningen
- Återkriticitet
- Genomsmältning av inneslutningens bottenplatta
- Undertryck i inneslutningen
- Missiler

I steg två utvärderades vart och ett av dessa fenomen vad gäller sannolikheten för att de förorsakar utsläpp från inneslutningen samt vilka omgivningskonsekvenser detta kan få. Som kriterium användes att ett riskdominerande fenomen kan leda till stora utsläpp med en sannolikhet som är större än 10^{-7} /år samt att omgivningskonsekvensen därvid är större än den gräns som regeringen angivit för utsläpp vid svåra haverier.

Nedan följer en kortfattad genomgång av de fenomen som enligt den gjorda inventeringen kan utgöra ett hot mot inneslutningen. För mer information se ref 4-2.

4.3.2 Vätgasdetonation/deflagration

En kort beskrivning av betydelsen av vätgasdeflagration och detonation samt en kort internationell översikt lämnas i avsnitt 2.1.3.4. Eftersom fenomenen har olika karaktär för PWR och BWR redovisas dessa separat från varandra.

PWR

PWR-inneslutningar är luftfyllda och beräkningar för Ringhals 3/4 visar att om all bränslekapsling i härden oxiderar och den frigjorda vätgasen kommer ut i inneslutningen och antändes, så sker en deflagration som kan orsaka att brottrycket för inneslutningen överskrides. *Vätgasdeflagration kan därför vara ett riskdominerande fenomen för PWR.*

Det mest sannolika händelseförloppet i en PWR är att en deflagration inträffar i inneslutningen varvid en stor del av vätgasen förbränns. Med konservativa anta-

ganden (konstant volym, inga värmeförluster till omgivande material och komplett förbränning) erhålles att brottrycket för inneslutningen i Ringhals 3/4 nås om 80 - 100 % av det zirkonium som finns i härden oxiderar. Motsvarande siffra för Ringhals 2 är 120 %.

Att en ren vätgasdetonation skulle inträffa i en PWR bedöms som mycket osannolikt, däremot är det sannolikare med en "Deflagration-to-Detonation-Transition" (DDT). Denna kan inträffa om vissa blandningsförhållanden och geometriska krav är uppfyllda. Den relativt öppna geometrin i en PWR-inneslutning är gynnsam för att en DDT inte skall inträffa. Vidare har man visat för Ringhals 3 att inneslutningen tål en detonation av 200 - 300 kg vätgas.

Detonation eller DDT betraktas ej som ett hot mot inneslutningarna i PWR utan vätgasdeflagration anses vara det enda förbränningsfenomen som kan hota en PWR-inneslutning. Att detta förorsakar brott på inneslutningen vid ett härdsmlteförlopp, bedöms ha en sannolikhet av storleksordningen 0,1 för Ringhals 3/4 och 0,01 för Ringhals 2. I denna sannolikhetsuppskattning har man ej tagit hänsyn till att förebyggande åtgärder kan vidtagas mot vätgasdeflagration genom korrekt haverihantering.

BWR

För BWR gäller att inneslutningen är luftfylld under en kort period vid upp- och nedgång. Om inneslutningen även innehåller vätgas i detta fall och ånghalten är lägre än 55% kan en vätgasdeflagration inträffa. I sådana fall är sannolikheten signifikant för inneslutningsbrott med stora omgivningskonsekvenser. *Även för BWR kan således vätgasdeflagration vara ett riskdominerande fenomen.*

Det är svårt att visa att en BWR-inneslutning kan klara en situation där en stor mängd vätgas frigörs till en icke kvävgasfylld inneslutning. Ansträngningarna bör därför inriktas på att ha en luftfylld inneslutning så kort tid som möjligt.

Stora osäkerheter råder när det gäller de scenarier när vätgasdeflagration kan inträffa i en BWR och det är därför ej meningsfullt att uppskatta sannolikheten för att vätgasdeflagration leder till inneslutningsbrott.

Även om ingen vätgasförbränning inträffar i en BWR vid ett svårt haveri leder kraftig vätgasgenerering till ökat tryck i inneslutningen, vilket i sin tur kan leda till en tidigare tryckavlastning.

Rekommendationer:

Följande rekommendationer gäller för det framtida studiet av vätgasproblematiken för både PWR och BWR;

- Ytterligare studier gällande vätgasgenerering och den frigjorda vätgasens fördelning i inneslutningen behöver göras för både PWR och BWR.
- För PWR bör återflödningssekvenserna studeras mera ingående eftersom här finns en potential för generering av stora mängder vätgas.

- Den internationella utvecklingen gällande katalytiska rekombinatorer bör följas eftersom denna utgör en möjlig väg för PWR att minska konsekvenserna av stora vätgasutsläpp till acceptabla nivåer.
- Möjligheten att vätgasgenerering i BWR vid svåra haverier kan leda till tidig tryckavlastning av inneslutningen bör beaktas vid PSA nivå 2 studier.

4.3.3 Ångexplosioner

Ångexplosioner beskrivs närmare i ett internationellt perspektiv i avsnitt 2.1.2.3 och KTH:s arbete inom området beskrivs i avsnitt 2.2.2.3.

Analyserna av ångexplosioner och smältans kylbarhet i reaktorinneslutningen (avsnitt 4.3.5) har utförts med metoder som baserar sig på mekanistiska modeller men där osäkerheter i scenarion, systemfunktioner, mänskligt agerande, fenomenmodeller och parametrar beaktas genom att använda probabilistiska metoder. Ett datorprogram SAPHIRA (Severe Accident Phenomenological and Integrated Risk Analyzer) har utvecklats som kombinerar mekanistiska modeller för olika fenomen med Monte-Carlo teknik för att ta hand om variationerna i olika indata. Beräknade storheterna presenteras som sannolikhetsfördelningar som i sin tur kan användas som indata för nya beräkningar.

Den enda typen av ångexplosion som har bedömts ha en ej försumbar sannolikhet att skada inneslutningens täthet är en ångexplosion i en BWR-inneslutning. *Slutsatsen är således att endast ex-vessel ångexplosion i BWR kan utgöra ett riskdominerande fenomen.*

Vid studier av ångexplosioner i en BWR-inneslutning (ref 4-7) användes en speciell procedur SAPHIRA-FCI. Resultaten visar att förmågan att erhålla en ångexplosion i den sk blandningszonen där partiklar av smält hård kan växelverka med vatten och ånga, Fuel Coolant Interaction (FCI), bestäms främst av graden av överhettning hos smältan, smältans sammansättning och utflödet av smälta. Stora osäkerheter råder speciellt hur smältans fysikaliska egenskaper påverkar risken att erhålla ångexplosioner. Resultat från experiment i KROTOS, Ispra, visar att aluminiumoxidsmältor i vatten är mycket benägna att utlösa ångexplosioner medan detta är mycket svårt för uranoxidsmältor.

En viktig parameter när det gäller ångexplosioner är konversionsförhållandet, det vill säga andelen av den tillgängliga termiska energin som vid en ångexplosion omvandlas till mekanisk energi. Att beräkna konversionsförhållandet med dagens metoder innebär stora osäkerheter.

Gjorda analyser (ref 4-7) indikerar att en smälta av urandioxid och zirkoniumdioxid har svårt att förorsaka en ångexplosion och att konversionsförhållandet i detta fall är låg. Om det finns en tillsats av metall i smältan kan detta öka risken för en ångexplosion. Med konservativa antaganden om utflödet av smälta från reaktortanken kan beräkningsmässigt en ångexplosion erhållas där energin bedöms vara tillräcklig för att skada de svagaste delarna av en BWR-inneslutning.

De stora osäkerheter som finns när det gäller beräkningar för ångexplosioner gör att det ej är meningsfullt att försöka ange sannolikheten för en sådan händelse, givet en härdsmläta.

4.3.4 Globalt reaktortankbrott

Globalt reaktortankbrott kan tänkas ske genom att krypning i reaktortankmaterialet p g a upphettning från en härdsmläta i tankbotten leder till stort brott på tankväggen. Detta skulle kunna medföra stora belastningar på inneslutningen, speciellt om brottet sker vid relativt högt reaktortryck.

Fenomenet globalt reaktortankbrott har analyserats i PSA nivå 2 studierna för Barsebäck och Ringhals 1. Speciellt Barsebäcksstudien visar att globalt reaktortankbrott kan bidra signifikant till sannolikheten för att inneslutningens täthet förloras främst p g a att stora osäkerheter råder gällande detta fenomen. *Den stora osäkerhet som råder för fenomenet "globalt reaktortankbrott" gör att det kan vara riskdominerande både för BWR och PWR.*

Utgående från experimentella resultat och beräkningar med programmet MVITA (ref 4-7) kan man dra slutsatsen att sannolikheten för ett globalt reaktortankbrott i PWR är 0,01 - 0,1 förutsatt att brott på reaktortanken överhuvudtaget inträffar. Denna relativt låga sannolikhet tillsammans med de måttliga konsekvenser som ett globalt reaktortankbrott skulle medföra i en PWR gör att detta fenomen har liten betydelse för svåra haverier i en svensk PWR.

I (ref 4-7) bedöms sannolikheten vara i storleksordningen 0,001 för att ett globalt reaktortankbrott skall inträffa i en BWR under förutsättning att brott på reaktortanken överhuvud taget sker. Denna mycket låga sannolikhet bygger på att den relativa sannolikheten är mycket hög för att en genomföring i botten på tanken smälter sönder så att härdsmläta rinner ut i inneslutningen den vägen.

4.3.5 Genomsmältning av inneslutningens bottenplatta

Om smält härd lämnar reaktortanken vid ett svårt haveri och ansamlas på botten av reaktorinneslutningen, måste den kylas, för att inte förorsaka en genomsmältning av bottenplattan. För svenska och finska reaktorer är handlingslinjen vid svåra haverier att ha vatten under reaktortanken så att smält härdmaterial från reaktortanken alltid hamnar i vatten och sedan är vattentäckt. Att ha vatten under reaktortanken är emellertid ej tillräckligt för att garantera kylning av härdrester på botten av inneslutningen.

Betingelserna för att garantera kylning i detta fall är fortfarande föremål för omfattande forskningsinsatser. Det är känt att många olika faktorer påverkar kylbarheten såsom:

- Mängden härdrester som finns på botten av inneslutningen
- Hur smältan fragmenterat på sin väg från reaktortanken

- Storlek och storleksfördelning för stelnade härdsmlättepartiklar, och om det förekommer någon skiktning.
- Om en skorpa bildats på en eventuell smältpöl eller ej
- Geometrin hos hårdmaterialet på inneslutningsbotten

De stora osäkerheter som fortfarande råder dådet gäller kylbarheten hos en härdsmläta på botten av inneslutningen gör att detta betraktas som ett riskdominerande fenomen för BWR och PWR.

Möjligheten att kyla smältan ovanifrån med vatten undersöks i MACE-experimenten (se avsnitt 2.4). Man fann att en skorpa av stelnad smälta bildades på smältans ovansida vilken hindrade vatten från att tränga ned i smältan och på så sätt kyla denna. Kylning så att hela smältan stelnade erhöles inte i något av experimenten. I MACE hälldes det smälta materialet, som uppvärmdes induktivt för att simulera resteffekten, ned i betongbehållare där smältan i sidled begränsades av behållarens väggar. Om resultaten från MACE är tillämpbara även om vatten kan tränga in i smältan från sidan är ovisst.

I BWR av ABB Atoms konstruktion hamnar härdsmlätan alltid slutligen i en djup vattenbassäng om den smälter igenom reaktortanken. Vid passagen genom vattnet fragmenterar den och de minsta partiklarna, som har lägst fallhastighet, lägger sig överst, vilket är ogynnsamt för smältans kylning. Utformningen hos nederdelen av inneslutningen varierar för olika reaktorer och de som har minst bottenyta för härdsmlätan att breda ut sig på har också de sämsta förutsättningarna att kyla härdsmlätan.

Utgående från dagens kunskap kan man ej vara säker på att stora mängder härdrester går att kyla i inneslutningsbotten på BWR (ABB-Atom) och PWR (Westinghouse). Fortsatt utredning om härdresternas konfiguration på reaktorinneslutningens botten måste genomföras innan någon sannolikhetsuppskattning av risken för genomsmältning kan göras.

4.3.6 Ej riskdominerande fenomen

Vid inventering av de fenomen som anges i avsnitt 4.2 bedömdes ett antal fenomen att de inte var riskdominerande och att fortsatt arbete inte krävdes inom APRI 3 projektet.

Direkt upphettning av inneslutningens atmosfär (DCH)

En beskrivning av fenomenet och en internationell översikt av pågående arbete ges i avsnitt 2.1.3.5. Fenomenet kan uppträda både för BWR och PWR.

PWR

I avsnitt 2.1.3.5 redovisas framför allt det arbete NRC lagt ner inom detta område som ger en mycket låg sannolikhet för Westinghouse PWR i USA. Motsvarande sannolikhet för Westinghouse PWR i Sverige har ej studerats med motsvarande

djup, men beräkningar gjorda för Ringhals 3 (ref 4-4) indikerar att sannolikheten är mycket låg för att DCH skall leda till brott på reaktorinneslutningen.

BWR

Att DCH leder till att inneslutningen skadas för BWR betraktas idag som mycket osannolikt av följande skäl:

- Den automatiska trycknedtagningsfunktionen i en BWR har hög tillförlitlighet vilket resulterar i att händelsesekvenser med högtrycksgenomsmältning i BWR har låg sannolikhet. Den diversifiering av trycknedtagningssystemet som redan införts i vissa BWR och som planeras i andra, minskar ytterligare sannolikheten för högtrycksgenomsmältning.
- Kondensationsbassängen i en BWR-inneslutning utgör en stor värmesänka som väsentligt minskar maximala trycket i inneslutningen vid en händelsesekvens som innehåller fenomenet DCH.

Slutsatsen är att direkt uppvärmning av inneslutningens atmosfär (DCH) inte är ett riskdominerande fenomen för vare sig PWR eller BWR.

Långsam övertryckning av inneslutningen

Om de anordningar för automatisk tryckavlastning av inneslutningen, vilka är installerade på alla svenska reaktorer, fungerar som avsett, är det inte möjligt att få en långsam övertryckning av inneslutningen. Skulle automatiken falla kan inneslutningarna även tryckavlastas manuellt.

Sker ingen som helst tryckavlastning kan sprinkling av inneslutningen avsevärt fördröja den tidpunkt där tryckstegringen leder till inneslutningsbrott, vilket ökar möjligheten att en väg mellan inneslutningen och den slutliga värmesänkan kan etableras för att föra bort resteffekten och därmed förhindra övertryckning.

Mot denna bakgrund betraktas ej långsam övertryckning av inneslutningen som ett riskdominerande fenomen.

Återkriticitet

Under ett härdsmältescenario kan det finnas en period där styrestavar saknas i härden p g a att dessa har lägre smältpunkt än bränslestavarna och därmed smälter ned först. Om härden återflödas med oborerat vatten i ett läge där övervägande delen av bränslestavarna är intakta, men ett antal styrestavar saknas, finns en risk för att man erhåller återkriticitet. Detta förhållande är endast möjligt för BWR eftersom PWR arbetar med borerat vatten.

Det ur risksynpunkt intressanta scenariot är att återflödning leder till återkriticitet med en reaktoreffekt som överskrider värmemängden som kan bortföras via inneslutningens tryckavlastning. Detta innebär att inneslutningen kommer att övertryckas. Sannolikheten för övertryckning är antagligen låg av följande skäl;

- Det är endast möjligt att erhålla återkriticitet om härden varit frilagd under en period som är så lång att ett antal styrtavar har hunnit smälta ned, men som är så kort att det stora flertalet av bränslestavarna är geometriskt intakta. Sannolikheten att återflödningen sker inom detta tidsfönster är liten.
- Det kommer sannolikt att finnas god tid för åtgärder som fordras för att aktivera borsystemet. Är borsystemet tillgängligt kan det användas för att tillföra negativ reaktivitet till härden och därmed förhindra eller häva återkriticitet.

Det finns oklarheter när det gäller fenomenet återkriticitet och forskning pågår inom detta ämne. Betydelsen av återkriticitet är därför ej helt klarställd. I detta projekt har emellertid återkriticitet ej behandlats vidare inom APRI 3. Däremot deltar Sverige genom SKI i ett EU-projekt, SARA, där detta problem belyses.

Undertryck i reaktorinneslutningen

Undertryck i inneslutningen kan uppstå vid ett svårt haveri enligt följande; Reaktorinneslutningen tryckavlastas och icke kondenserbara gaser lämnar inneslutningen. Efter avlastningen isoleras inneslutningen. När ångan i inneslutningen kondenseras av inneslutningssprinklingen sjunker trycket och ett rejält undertryck kan erhållas. Inneslutningarna för svenska reaktorer och TVO är emellertid konstruerade för att tåla stora undertryck och detta är därför ej ett riskdominerande fenomen, som efter ett svårt haveri kan leda till stora utsläpp.

Missiler

I PSA nivå 2 studierna för Ringhals 1 och 2 beaktades rörslag och missiler. Dessa studier visar att det är extremt osannolikt att rörslag och missiler förorsakar att inneslutningen förlorar sin integritet. Missiler och rörslag betraktas därför ej som riskdominerande fenomen inom APRI 3.

4.4 SAMMANFATTNING

Inom delprojektet RAF, har ett antal olika fenomen studerats, vilka bedöms ha en möjlighet att kunna leda till sådana belastningar på reaktorinneslutningen att stora utsläpp kan bli följden vid ett härdsfälteförlopp. Först identifierades alla de fenomen som skulle kunna utgöra ett hot mot inneslutningen vid ett svårt haveri. Dessa undersöktes närmare med syfte att klarställa vilka fenomen som är riskdominerande, d v s som kan leda till stora utsläpp från reaktorinneslutningen vid en härdsfälte med en frekvens större än 10^{-7} /reaktorår.

Resultatet av denna undersökning är att riskdominerande fenomen är vätgas-deflagration, globalt brott på reaktortanken, genomsmältning av inneslutningens bottenplatta samt ångexplosioner (BWR).

4.5 REFERENSER

- 4-1 V. Gustavsson, "Risk-Dominating Phenomena in Severe Reactor Accidents, an APRI 3 Project." Vattenfall Rapport GES 143/98. (1998)
- 4-2 V. Gustavsson och P. Jacobsson, "APRI 3 - Riskdominerande fenomen för svenska kärnkraftreaktorer och TVO." Vattenfall Rapport GES 160/96. (1996)
- 4-3 M. Pilch, "Status of DCH Issue Resolution" Presentation at CSARP Meeting May 6 - 10 1996, Bethesda, MD, USA.(1996)
- 4-4 B. W. Morris, "Direct Containment Heating Calculations for Ringhals 3, Part 2: Multicell Containment Calculations". AEA TRS 5090 (1991)
- 4-5 T. Okkonen, "APRI 3, Subproject RAF, Hydrogen-related Severe Accident Phenomena in BWRs." ABB Atom Report PAC 97-217. (1997)
- 4-6 T. Okkonen, "APRI 3, Subproject RAF, Hydrogen-related Severe Accident Phenomena in PWRs." ABB Atom Report PAC 98-014. (1998)
- 4-7 B.R. Sehgal, T. N. Dinh, V. A. Bui och R. R. Nourgaliev, "Investigation of Risk-dominating Phenomena in Swedish LWRs". (1998)