

Forskning

APRI 4 - Accident Phenomena of Risk Importance

En lägesrapport om forskningen inom området svåra
haverier under åren 1999 - 2002

Slutrapport

April 2003

Forskningsprojektet APRI 4 har genomförts i samarbete mellan följande organisationer:

- Statens kärnkraftinspektion
- Ringhals AB
- OKG Aktiebolag
- Forsmarks Kraftgrupp AB
- Barsebäck Kraft AB
- Teollisuuden Voima Oy (TVO)

Projektet har varit underställd en styrgrupp med representanter från SKI och kraftbolagen enligt följande:

Mauritz Gärdinge, OKG (ordförande)
Oddbjörn Sandervåg, SKI
Ninos Garis, SKI
Anders Henoch, Ringhals
Ingvar Berglund, FKA
Erik Larsen, BKAB
Heikki Sjövall, TVO
Stig Rolandsson, Safetech Engineering (projektledare)

Arbetet har genomförts i projektform med deltagande från parterna och andra svenska och utländska uppdragstagare och samarbetspartners.

Redaktörer:

Ninos Garis, SKI
Stig Rolandsson, Safetech

Personer som har bidragit till olika avsnitt:

Ninos Garis, SKI
Henrik Glänneskog, Kärnkemi (CTH)
Veine Gustavsson, SwedPower
Jan-Olov Liljenzin, Kärnkemi (CTH)
Ilona Lindholm, VTT
Ferenc Müller, ES-konsult
Timo Okkonen, STUK
Stig Rolandsson, Safetech

Forskning

APRI 4 - Accident Phenomena of Risk Importance

En lägesrapport om forskningen inom området svåra haverier under åren 1999 - 2002

Slutrapport

April 2003

SKI Project Number: 00046, 00069,
00154, 01094 och 02144

Denna rapport har gjorts på uppdrag av Statens kärnkraftinspektion, SKI. Slutsatser och åsikter som framförs i rapporten är författarens/författarnas egna och behöver inte nödvändigtvis sammanfalla med SKI:s.

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

1. INLEDNING.....	7
1.1. MÅL	7
1.2. ORGANISATION OCH ARBETSFORMER	8
1.3. ERFARENHETSUTBYTE OCH SEMINARIER.....	11
1.4. RAPPORTERING	11
2. FORSKNING INOM SVÅRA HAVERIER.....	13
2.1. CSARP – NRC:S FORSKNINGSPROGRAM	13
2.1.1. Översikt av olika organisationers program.....	13
2.1.2. Sammanfattning av specialområden.....	15
2.2. PHEBUS – EXPERIMENT MED HÄRDSMÅLTOR.....	22
2.2.1. Experimentuppställning.....	24
2.2.2. Experimenten FPT0 och FPT1.....	25
2.2.3. Experiment FPT2	27
2.2.4. Experiment FPT4	27
2.2.5. Experiment FPT3	28
2.2.6. Experiment FPT5	28
2.2.7. Slutsatser.....	29
2.3. MACE- OCH ACEX-EXPERIMENT	30
2.3.1. MACE-projektet	30
2.4. KTH:S FORSKNING INOM SVÅRA HAVERIER	34
2.4.1. Växelyverkan mellan smälta och vatten	34
2.4.2. Smältans utbredning och kylbarhet i reaktorinneslutningen.....	36
2.4.3. Termiska och mekaniska belastningar på ett tryckkärl	37
3. FENOMEN VID SVÅRA HAVERIER.....	41
3.1. SMÄLTANS KYLBARHET I REAKTORTANKEN	41
3.1.1. Grunddata för en härdsmäta.....	41
3.1.2. Småskaliga experiment i POMEKO och COMECO anläggningar	43
3.1.3. Genomförda experiment i POMEKO-anläggningen	46
3.1.4. Genomförda experiment i COMECO-anläggningen.....	49
3.2. REAKTIONER AV JOD OCH METYLJODID MED REAKTIVA METALLER I INNESLUTNINGEN.....	51
3.2.1. Apparatur	51
3.2.2. Experiment	53
3.2.3. Experiment med I ₂ och metaller i gasfas.....	53
3.2.4. Experiment med jod och metaller i vatten.....	56
3.2.5. Experiment med CH ₃ I och metaller i gasfas	58
3.2.6. Slutsatser.....	59
3.3. ÅNGEXPLOSIONER	59
3.3.1. Om fenomenet och dess evalueringar.....	60
3.3.2. Resultat av evalueringar i APRI-projekten	62
3.3.3. Slutsatser.....	63
3.4. SMÄLTANS KYLBARHET I INNESLUTNINGEN.....	64
3.4.1. Hur en partikelbädd av härdrester bildas i inneslutningen.....	65
3.4.2. Partikelbäddens kylbarhet i inneslutningen	67
3.4.3. Smältans kylbarhet i inneslutningen.....	70
3.4.4. Slutsatser för nordiska BWR	74
4. HAVERIHANTERING	77
4.1. VALIDERING/STRUKTURERING AV STÖRNINGS-INSTRUKTIONER	77
4.1.1. Befintliga störningsinstruktioner.....	77

4.1.2. Utveckling av störningsinstruktioner, BWROG.....	78
4.1.3. Jämförelser med BWROG	78
4.2. GENOMGÅNG AV PROBLEMMRÅDEN	79
4.2.1. Tidig tryckavlastning på grund av hög vätgasproduktion	79
4.2.2. Återkriticitet vid återflödning av skadad härd	79
4.2.3. Tankgenomsmältning	80
4.2.4. Ångexplosion efter tankgenomsmältning.....	80
4.2.5. Smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning.....	81
4.2.6. Vätgasbrand i reaktorinneslutningen	82
4.2.7. Läckande inneslutning.....	83
4.2.8. Vätgasbrand i reaktorbyggnaden.....	84
4.2.9. Långtidsförloppet efter ett svårt haveri.....	85
4.2.10. Haveri under revisionsavställning	86
4.2.11. Behov av information för att genomföra åtgärder	87
4.3. SLUTSATSER OCH REKOMMENDATIONER	88
5. SAMMANFATTNING OCH SLUTSATSER.....	91
5.1. MÅLUPPFYLLELSE	91
5.2. SAMMANFATTNING AV PROJEKTET.....	91
5.2.1. Internationella forskningsprojekt	91
5.2.2. Smältans kylbarhet i reaktortanken.....	92
5.2.3. Jods beteende i reaktorinneslutningen	93
5.2.4. Ångexplosioner utanför reaktortanken.....	93
5.2.5. Smältans kylbarhet i inneslutningen.....	93
5.2.6. Haverihantering	94
5.3. SLUTSATSER	94
5.4. REKOMMENDATIONER	95
REFERENSER:	97

1. INLEDNING

De svenska parterna, SKI och kärnkraftsindustrin, har tidigare bedrivit forskningssamarbete om svåra haverier inom projekten FILTRA, RAMA, RAMA II, RAMA III, HAFOS, APRI, APRI 2, APRI 3 och APRI 4 fas 1. TVO har deltagit i projekten APRI, APRI 3 och APRI 4 fas 1.

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

I projekten HAFOS, APRI, APRI 2, APRI 3 och APRI 4 fas 1 var en viktig uppgift att följa internationella projekt, främst NRC:s forskningsprojekt CSARP samt ACE, som leds av EPRI. En annan uppgift för APRI var att stödja eget arbete inom Sverige, i synnerhet forskningsverksamheten vid KTH gällande svåra haverier, 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 4-projektet har i stora drag haft samma inriktning som tidigare APRI-projekt.

1.1. Mål

APRI 4, fas 2 skall följa internationella forskningsprojekt inom svåra haverier, och utvärdera resultaten för att erhålla en god bedömningsgrund av de utsläpps begränsande åtgärderna i svenska kärnkraftsreaktorer och TVO. Av speciellt intresse i detta sammanhang är det unika härdsmälteexperimentet PHEBUS som genomförs i Cadarache, Frankrike.

APRI 4 fas 2 skall fortsätta att stödja forskningen på KTH om svåra haverier, vilken håller hög internationell klass.

I enlighet med de rekommendationer som lämnades i slutrapporten för APRI 3 (SKI rapport 99:34) skall följande fenomen speciellt studeras inom projektet;

- Smältans kylbarhet i reaktorinneslutningen, vilket är en viktig förutsättning för den strategi som tillämpas för BWR-reaktorer i Norden.
- Smältans växelverkan med reaktortryckkärlet och dess inre strukturer för att undersöka om det finns möjlighet att hålla kvar en härdsmälta i reaktortanken.
- Ångexplosioner utanför reaktortanken för att slutligt säkerställa att dessa ej utgör någon påtaglig risk för reaktorinneslutningens integritet.

Utöver detta kommer ett delprojekt att studera kemiska fenomen i reaktortank och inneslutning för att bättre kunna beräkna mängden radioaktivitet som släpps ut vid ett svårt haveri, samt identifiera möjliga åtgärder för att minska aktivitetsutsläppet. Detta är bl.a. av betydelse för de beredskapsplaner som finns vid kärnkraftverken.

I projektet ingår även att ta fram underlag för att kunna utvärdera och identifiera förbättringsmöjligheter för instruktioner för haverihantering.

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 4 projektet har bedrivits under åren 1999 - 2002 med en total kostnadsram av 12,5 MSEK. SKI och kraftföretagen har bidragit med ungefär hälften var till denna budget. Arbetet inom projektet har varit uppdelat i åtta delprojekt med var sin delprojektledare.

Delprojekt - Deltagande i CSARP

CSARP (Cooperative Severe Accident Research Programme) är en fortsättning på NRC's forskningsprogram som startade efter TMI-haveriet. 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. Inom CSARP hanteras bl.a. smältförlopp i reaktortanken, reaktortankbottens integritet, växelverkan smälta/kylmedel och smältans kylbarhet, vätgasförbränning, direkt uppvärmning av inneslutningens atmosfär och klyvningsprodukternas beteende och spridning.

Genom att delta i CSARP erhålls tillgång till alla de resultat som framkommer och till uppdateringar till de kodpaket som utvecklas t ex MELCOR, CONTAIN och SCDAP/RELAP5.

Delprojektledare har varit Wiktor Frid, SKI. En redogörelse för denna verksamhet ges i avsnitt 2.1

Delprojekt - Deltagande i PHEBUS

PHEBUS-FP är ett experimentprogram där syftet är att studera dels en hård-smältas beteende, dels hur klyvningsprodukter frigörs från en överhettad reaktorhård och deponeras i reaktorns primärsystem och inneslutning. Resultaten från programmet kommer att utgöra underlag för att bedöma de åtgärder som görs för att bemästra svåra haverier i kärnkraftverk.

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, förutom av EU, även av USA, Japan, Kanada, Korea och Schweiz.

Delprojektledare har varit Prof. Jan-Olov Liljenzin, CTH. PHEBUS beskrivs närmare i avsnitt 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 analys 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 4.

Delprojektledare har varit Gustaf Löwenhielm, SKI. Till sin hjälp har han haft Prof. Raj Seghal, KTH. Projektet ACE/ACEX beskrivs i avsnitt 2.3.

Delprojekt – KTH:s reaktorsäkerhetsforskning

Vid Institutionen för Kärnkraftsäkerhet 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 4, jämte flera olika internationella organisationer stöder denna forskning.

Delprojektledare har varit Ninos Garis, SKI. Verksamheten vid KTH beskrivs i avsnitt 2.4.

Delprojekt – Smältans kylbarhet i reaktortanken

För att utreda hur reaktortankens strukturer påverkar kylbarheten av en rasbädd, har en experimentserie genomförts i KTH:s experimentanläggningar POMECO (Porous Media COolability) och COMECO (COrium MELt COolability). Experimenten visar att styrvastavgenomföringarnas existens med normalt drivdonshusflöde ökar rasbäddens med ~12 kW per genomföring jämfört med om de inte skulle finnas i rasbädden. Med hänsyn till att rasbäddens höjd var 0,37 m, förväntas att styrvastavgenomföringarnas existens ökar kylbarheten med 32 kW/m rasbädd och genomföring. Experimenten visar också att ytterligare ökning av detta flöde inte ökar kylbarheten, förutsatt att reaktortankens botten redan är täckt med tillräckligt mängd vatten (gärna flera meter ovanför den tänkta smältan).

Delprojektledare har varit Ferenc Müller, ES-konsult. Projektet beskrivs i avsnitt 3.1.

Delprojekt - Reaktionen av jod och metyljodid med reaktiva metaller i inneslutningen

Inom EU pågår projektet ICHEMM (Iodine Chemistry and Mitigation Mechanisms) där beteendet hos organiska- och oorganiska jodföreningar studeras vid höga stråldoser och i närvaro av olika reaktiva material i en typisk BWR-inneslutning. Som en del i detta projekt har Chalmers tekniska högskola i Göteborg gjort studier på jodföreningars reaktioner med koppar, zink och aluminium under de betingelser som råder i en kokvattenreaktor. Tre olika experimentserier genomfördes: Den första serien studerade reaktioner mellan gasformig jod, I₂, och metaller, den andra serien studerade reaktioner mellan jod och metaller i vatten och den tredje serien studerade reaktioner mellan metyljodid, CH₃I, och metaller i gasfas.

Delprojektledare har Prof. Jan-Olov Liljenzin, CTH. Projektet beskrivs i avsnitt 3.2.

Delprojekt – Ångexplosioner

Fenomenet ångexplosion i samband med ett svårt haveri i en kärnreaktor har studerats ingående och under lång tid. Bedömningen är 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. Teorier finns om hur dessa egenskaper mekanistiskt påverkar tidsförlopp och storlek på den energimängd som överförs från smältan till det omgivande vatten, men goda kvantitativa beräkningsmodeller saknas.

Inom detta delprojekt har en litteraturstudie gjorts över kunskapsläget gällande ångexplosioner i reaktorinneslutningen. Studien omfattade både experimentella och teoretiska arbeten. Syftet med studien var att göra en bedömning av risken för att stora ångexplosioner som kan hota reaktorinneslutningen kan inträffa under realistiska förhållanden vid ett svårt haveri. Projektet beskrivs i avsnitt 3.3.

Delprojekt - Smältans kylbarhet i reaktorinneslutningen

Experiment visar att efter en tankgenomsmältning bildas på botten av reaktorinneslutningen en rasbädd av partiklar av material från härds smältan. Bedömningarna vad gäller möjligheterna att kyla denna rasbädd skiljer sig mellan olika auktoriteter på området. En anledning till de divergerande slutsatserna är att bedömningen skiljer sig vad gäller sannolikheten att mindre partiklar samlas och stannar kvar i övre delen av partikelbädden och därigenom försämrar genomströmningen i bädden och därmed kylbarheten, på ett avgörande sätt.

För att skapa klarhet i denna fråga görs i detta delprojekt en litteratur-genomgång av kunskapsläget med betoning på resultat från experiment, där partiklar av olika storlek ingår. Därefter görs en utvärdering för att bedöma risken för att en härds smälta på botten av en vattenfylld reaktorinneslutning ej är kylbar. Projektet beskrivs i avsnitt 3.4.

Delprojekt - Haverihantering

I samband med införande av konsekvenslindrande system vid de svenska kärnkraftverken och TVO utvecklades också strategier och instruktioner för hantering av svåra haverier. Efter denna initiiellt omfattande insats för haverihantering, har arbetet åtminstone i Sverige med utveckling av strategier för hantering av svåra haverier bedrivits i mer begränsad skala. Däremot har aktiviteten på detta område ökat internationellt. Som exempel kan nämnas arbetet inom BWROG (BWR Owners Group) och WOG (Westinghouse Owners Group). Inom dessa organisationer har stor vikt lagts inte bara på det tekniska innehållet utan också på användarvänlighet (strukturering) och validering av de störningsinstruktioner, som är resultatet av arbetet.

Motiven till delprojektet om haverihantering inom APRI 4 är dels att utnyttja senaste information från forskningen inom svåra haverier för att förbättra haverihanteringen dels att dra nytta av internationella program (främst BWROG och WOG) för att validera och bättre strukturera dokumentationen för hantering av svåra haverier.

Delprojektledare har varit Veine Gustavsson, SwedPower. Projektet beskrivs i kapitel 4.

1.3. Erfarenhetsutbyte och seminarier

Ett seminarium arrangerades i APRI:s regi den 4-5 oktober 2001 i Forsmark. Seminariets syfte var främst att presentera hur BWROG's haverihantering är utformad. 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.

1.4. Rapportering

För delprojekten beskrivna i avsnitt 3.2, 3.3, 3.4 samt Kap. 4 finns separata slutrapporter publicerade som SKI-rapporter. 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.

2. FORSKNING INOM SVÅRA HAVERIER

2.1. CSARP – NRC:S 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 årligen i maj månad i USA.

En tendens inom CSARP är att USA på senare år haft betydligt färre bidrag på det experimentella området än övriga länder, där både Västeuropa (främst Frankrike och Tyskland) och fjärran östern (Japan och Korea) varit dominerande.

I detta avsnitt presenteras en kort sammanfattning av den forskning som har redovisats inom CSARP under åren 1999-2002, där Sverige bidragit genom KTH:s arbeten inom projektet APRI 4. En översikt ges av olika organisationers senaste program samt en kort sammanfattning av forskningen inom vissa specialområden. Redovisningen nedan är baserad på reserapporter från CSARP-mötena under perioden 1999-2002, se ref. 2.1.1 – 4.

2.1.1. Översikt av olika organisationers program

Det amerikanska forskningsprogrammet har traditionellt varit ledande och omfattat det mesta inom området svåra haverier. 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 med fokus 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), forskning om ångexplosioner vid Univ. of Wisconsin, samt benchmarkstudier om kylning av smältan inuti tanken vid Fauske & Associates Inc. (FAI).
- Deltagande i internationella experimentprogram som till exempel RASPLAV, MASCA, PHEBUS, FARO/KROTOS.

Den utveckling av beräkningsprogram, som bedrivs av NRC, domineras av satsningen på MELCOR. Ny kunskap från experiment används för utveckling av modeller, som sedan används i programmet. MELCOR har fått en stor internationell spridning. En aktiv användargrupp finns, som brukar träffas i samband med CSARP-mötena.

Det **franska forskningsprogrammet** bedrivs huvudsakligen av **IRSN** (Institute de Radioprotection et de Sûreté Nucleaire) - tidigare IPSN, som utvecklat ett integrerat kodsysteem ESCADRE för källtermsberäkningar. Detta har skett parallellt med ett ambitiöst experimentprogram. Inom ramen för ett samarbete med tyska GRS (Gesellschaft für Reaktorsicherheit) har en integrerad kod kallad ASTEC utvecklats. ASTEC är baserad på både IRSNs ESCADRE och GRSs program för inneslutningsberäkningar RALOC-FIPLOC. Programmet ASTEC används för beräkningar i samband med PSA nivå 2 studier för franska PWR.

Vidare har IRSN genomfört omfattande experimentprogram för att få bättre kunskaper om fissionsprodukters beteende och om smältans kylbarhet.

- PHEBUS-programmet och ett antal mindre experiment har fortsatt för att studera härdnedsmältning samt frigörelse och transport av fissionsprodukter. Uppföljning av PHEBUS-experimenten är ett eget delprojekt inom APRI-4 och beskrivs närmare i avsnitt 2.2.
- Fördelning av härdsmlta på bottenplattan i inneslutningen efter tankgenomsmältning, vilket är av betydelse för utveckling av sk "härdfångare" för framtida reaktorer.

Det **tyska forskningsprogrammet** bedrivs huvudsakligen vid **FzK** (Forschungszentrum Karlsruhe). De viktigaste frågorna som studerats är följande:

- Nedsmältningförloppet i reaktortanken
- Smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning
- Vätgasbildning, speciellt under återflödning av skadad härd
- Turbulent förbränning av vätgas och detonationsförlopp

Studierna inkluderar både kodutveckling och experiment.

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 om ångexplosioner, smälta-betongreaktioner och läckage via genomföringar. JAERI driver också ett projekt, som kallas VEGA (Verification Experiments of radionuclide Gas/Aerosol release). I detta projekt undersöks frigörelse av fissionsprodukter under haveriliknande förhållanden.

Det **sydkoreanska forskningsprogrammet** genomförs främst av **KAERI** (Korea Atomic Energy Research Institute). I den experimentella delen av programmet ingår SONATA (Simulation Of Naturally Arrested vessel Attack- In-Vessel) och TROI (Test for Real cOrium Interaction with water). Det övergripande målet för arbetet vid KAERI är att ta fram underlag för utveckling av strategier för hantering av svåra haverier. Vidare syftar det till att ge stöd åt att licensiera APR-1400 (Advanced Power Reactor-1400).

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

- APRI-4 (Accident Phenomena of Risk Importance)

- Deltagande i NKS (Nordiskt samarbetsprogram om kärnkraftssäkerhet)
- Projekt inom EU's 5:e ramprogram
- Deltagande i det internationella projektet MASCA (fortsättning av RASPLAV), som ej ingår i APRI-4

EU:s 5:e ramprogram (1998-2002) innehåller följande områden:

- Härdnedsmältning och smältans kylbarhet
- Tankgenomsmältning
- Källtermer
- Vätgas
- Haverihantering
- Åldring av komponenter
- Innovativa reaktorkoncept

EU's budget för kärnkraftssäkerhet för det 5:e ramprogrammet är omkring 180 MECU (1 ECU är ca 9 SEK). KTH deltar i följande projekt: ARVI (Assessment of Reactor Vessel Integrity), ECOSTAR (Ex-vessel Core melt STabilization Research) och EUROCOR (EUROpean Group for analysis of Corium Recovery concepts). Vidare är SwedPower och Sycon med i OPTSAM, där möjligheterna att reducera utsläpp till omgivningen med hjälp av haverihantering undersöks. Kärnkemi vid CTH deltar i projektet ICHEEM, som handlar om jodkemi i BWR-inneslutningar. Detta är ett eget delprojekt inom APRI-4 och beskrivs i avsnitt 3.2.

2.1.2. Sammanfattning av specialområden

Smältförloppet i reaktortanken

För att studera härds smältans 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 2.2,
- Experiment om Zr-kapslingens beteende vid återflödning vid FzK,
- Studier av stratifiering av härds smälta på botten av reaktortanken vid Kurchatovinstitutet i Ryssland.

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. Programmet innehåller både storskaliga experiment (med bränsleknippe bestående av 20 elektriskt uppvärmda stavar med en längd av 2,5m) och mindre försök med korta bränsleprover.

Parametrar som varierats under QUENCH-experimenten är bl.a.: kylmedium (vatten eller ånga), återflödningshastighet, kapslingens oxidtjocklek före

återflödning och bränsletemperaturen vid återflödningens början. Bland resultaten från experimenten märks följande:

- Den högsta temperaturen uppnåddes i bränslet under återvätning p g a den exoterma reaktionen mellan zirkonium och vattenånga.
- Större delen av den vätgas som bildades producerades under återflödningen.
- Preliminära data finns från experiment med återflödning av kutsar med borkarbid.

Resultaten från QUENCH-programmet används för utveckling och validering av modeller för återflödning av skadad härd.

Vid **Kurchatovinstitutet** (Ryssland) genomfördes experimenten i RASPLAV-projektet, som slutpresenterades under ett möte i München i november 2000. En utförlig rapport finns på NEA's hemsida (Ref 2.1-5)

Inom RASPLAV-projektet har experiment genomförts med prototypisk smälta, d.v.s. en blandning av UO_2 , ZrO_2 och Zr motsvarande vad som kan förväntas vid en härds smälta. Smältmängder upp till 200 kg har använts.

Syftet med RASPLAV var att studera härds smältans uppträdande på tankbotten vad gäller värmetransport, kemiska reaktioner och bildande av krusta samt att bestämma fysikaliska data för aktuella material vid höga temperaturer.

En viktig slutsats från RASPLAV-programmet är att kemiska reaktioner i smältan på botten av reaktortanken bidrar till att smältpölen stratifieras. Detta kan sedan inverka på det fortsatta förloppet, d.v.s. om tankgenomsmältning inträffar och i så fall hur snabbt och på vilket sätt detta sker.

Som en fortsättning av RASPLAV har ett nytt projekt startats, som kallas MACSA (Material Scaling). Detta är liksom RASPLAV ett OECD-projekt och experimenten utförs också här av Kurchatovinstitutet.

Reaktortankbottens integritet

Programmen inom detta område syftar till att studera härds smältans uppträdande i reaktortankens botten inklusive eventuell tankgenomsmältning samt att undersöka om det finns förutsättningar för att kunna behålla härds smältan i reaktortanken genom inre eller yttre kylning av tankbotten.

Med stöd av USNRC har SNL (Sandia National Lab.) genomfört ett experimentprogram om reaktortankbottens integritet, som presenterades vid CSARP-mötet 1999. De viktigaste målen med detta program har varit dels att få grepp om tidsförlopp och det sätt på vilket tankgenomsmältning sker, dels att utveckla modeller för beräkningar av förloppet i fullskalanläggning. Programmet bestod av 8 experiment med skala 1:5 av typisk PWR tankbotten tillverkad av prototypiskt material.

Som en följd av skalning var temperaturskillnaden i ovannämnda experiment liten, ca 20K. Detta medför att omfördelningen av spänningen i tankväggen inte kunde undersökas. Denna observation och behovet av ytterligare materialdata ledde till att ett nytt program i OECD's regi (nedan) startades.

OLHF (OECD's Lower Head Failure Program) presenterades under CSARP-mötena år 2000 och 2002. OLHF syftar till att få fram mera kunskaper om felmoder och tidsförlopp under tankgenomsmältning med högt tryck i primärsystemet. Under CSARP-mötena presenterades resultat från 8 experiment, varav 7 genomförts vid 10 MPa och ett vid 5 MPa. Resultaten ger information om temperaturer då krypning initieras och då tankgenomsmältning inträffar. I experimenten i OLHF används prototypiskt material i reaktortanken.

Ett annat viktigt forskningsprogram om tankgenomsmältning är FOREVER (Failure Of REactor Vessel Retention), som drivs av KTH. FOREVER beskrivs närmare i avsnitt 2.4.

GRS har genomfört beräkningar på skiktad smältpöl i botten av reaktortanken med en kod kallad AIDA. Resultaten från dessa beräkningar visar att värmeflödet uppåt och nedåt från smältpölen tillhör de viktigaste parametrarna. Materialegenskaperna hos smältan spelar också stor roll.

Ett program för benchmarking av MAAP4 mot viktiga modeller för beskrivning av förloppen i nedre plenum presenterades vid CSARP-mötet 1999 av Bob Henry. Beräkningar genomförs utgående från en testmatris, som innehåller olika fenomen (härdnedsmältning, avgivning av fissionsprodukter, tankgenomsmältning osv.). Resultaten jämförs med information från ett antal experimentprogram (TMI-2, CORA, PHEBUS, m.fl.). Detta används sedan för att förbättra modellerna i MAAP4.

Smältans kylbarhet i reaktortanken behandlas mera utförligt i avsnitt 3.1.

Växelverkan mellan smälta och kylmedel

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

Forskningen om växelverkan smälta/kylmedel är viktig från två synpunkter. Den ger dels underlag för modeller och program för beräkningar av ångexplosioner, dels information om smältans fragmentering. Den senare frågan är av betydelse för smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning.

Inom området växelverkan smälta/kylmedel finns följande forskning:

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

Programmen **FARO** och **KROTOS** presenterades översiktligt vid CSARP-mötet 1999. FARO är en experimentanläggning för storskaliga försök gällande kylbarhet och ångexplosioner. Den är numera nedlagd. KROTOS är en försöksuppställning för små ångexplosioner. Både prototypiska smältor och smält aluminiumoxid har

använts med smältmängder upp till 4 kg. En av de viktigaste erfarenheterna från KROTOS-experimenten är att det är mycket svårt att åstadkomma en ångexplosion med oxidsmälta.

Vid **University of Wisconsin** pågår också forskning om ångexplosioner. Verksamheten består dels av småskaliga experiment, dels modellutveckling. Som simulant för härds smälta i experimenten används smält järnoxid eller tenn. Huvudsyftet med verksamheten är att få fram modeller för tillämpning på fullskaleanläggningar. Experimenten bekräftar (liksom KROTOS) att det är svårt att åstadkomma ångexplosion med oxidsmälta.

KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) rapporterade om sitt forskningsprogram om ångexplosioner vid CSARP-mötet år 2002. Programmet kallas TROI- Test for Real cOrium Interaction with water. I början av detta program användes ZrO_2 för att simulera smältan men senare har man övergått till att använda en blandning av UO_2 och ZrO_2 . I många av experimenten i TROI har ångexplosioner inträffat. Detta strider mot tidigare erfarenheter i andra experimentprogram, t.ex. KROTOS. En trolig förklaring till denna skillnad är att experimenten i TROI genomförts vid mycket höga temperaturer på smältan (3337-3900K), vilket gör att de knappast är relevanta för ångexplosion efter tankgenomsmältning i våra BWR.

FzK (Forschungszentrum Karlsruhe) i Tyskland har också ett forskningsprogram om ångexplosioner, som presenterades vid CSARP-mötet år 2002. En del i detta program gäller mätning av energiutbytet under en ångexplosion, d.v.s. omvandling från termisk till mekanisk energi. För att simulera smältan har aluminiumoxid använts. Hittills har dessa försök visat att det är en mycket liten andel (mindre än 0,1%) av den termiska energin som omvandlas till tryckpuls.

Möjligheten att ångexplosioner skall inträffa behandlas i avsnitt 3.3

Vid **KTH** pågår forskning om växelverkan smälta/kylmedel, se vidare avsnitt 2.4 i denna rapport.

Smältans kylbarhet

Inom området smältans kylbarhet pågår följande forskning:

EPRI leder ett program MACE ("Melt Attack and Coolability Experiment") för att studera frågan om smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning. Experimenten utförs vid ANL, se avsnitt 2.3 i denna rapport.

NUPEC presenterade experimentprogrammet COTELS under CSARP-mötet 2001. Detta drivs i samarbete med NNC (National Nuclear Centre) i Kazakstan. Syftet med COTELS-projektet är att studera smältans kylbarhet med prototypiskt material i LWR. Storheter som varierats i dessa experiment är främst: smältans sammansättning ($UO_2/ZrO_2/Zr$ /rostfritt stål), smältstrålens diameter, inneslutningens tryck och temperatur, vattendjup och smältans resteffekt.

VTT gav ett bidrag vid CSARP-mötet 2002 om kylbarhetsexperiment avpassade för Olkiluoto. Om härden efter tankgenomsmältning samlas på botten av inneslutningen får man en smältbädd som är 50-60 cm hög. Frågan är om den är kylbar om vatten tillförs ovanifrån.

I de experiment som VTT genomfört, har Al_2O_3 -partiklar använts för att simulera smältan. Storleksfördelningen hos partiklarna har valts så att den liknar den som kan förväntas i en kraftreaktor. Diametern ligger i intervallet 1,5-3,4 mm. Den totala massan, som varit 106 kg, har värmts upp elektriskt i de tre experiment som genomförts.

Resultaten från dessa experiment indikerar att det är osäkert om smältan är kylbar. I de tre experimenten hittills har botten av smältbädden inte blivit tillräckligt kyld. Arbetet kommer att fortsätta dels med fler experiment dels genom analyser med olika beräkningsprogram. I de kommande experimenten kommer fler termoelement att sättas in nära smältans botten. Dessutom kommer ett lager finare partiklar att finnas i smältbäddens övre skikt, vilket försvårar kylningen ovanifrån med vatten.

Smältans kylbarhet i reaktorinneslutningen behandlas i avsnitt 3.4.

Vätgasförbränning

För BWR finns risk för vätgasförbränning (deflagration eller detonation) i inneslutningen endast under en kort period vid upp- och nedgång i samband med revisionsavställning när reaktorinneslutningen är luftfylld. Under effektdrift är inneslutningen i en BWR fylld med kvävgas och syreandelen är så liten att vätgasförbränning ej är möjlig. För PWR däremot är inneslutningen luftfylld vid normal drift och möjligheten till vätgasförbränning under ett svårt haveri måste därför beaktas.

Det finns stora osäkerheter när det gäller vätgasbildning både i och utanför reaktortanken. Osäkerheterna gällande vätgasproduktion i reaktortanken är främst relaterade till tillgängligheten av ånga för oxidation av bränslekapslingen. Tidsförloppet för härdöverhettningen och användning av återflödning är av betydelse. När det gäller vätgasbildning i reaktorinneslutningen finns stora osäkerheter när det gäller härdsmältans växelverkan med vatten (FCI, Fuel Coolant Interaction) och med betongen (MCCI, Melt Coolability and Concrete Interaction).

Under de senaste åren har en nedbantning skett vad gäller forskningen om vätgasfenomen som vätgasbildning, omblandning, förbränning och detonation. I stället har en fokusering skett på utveckling av motmedel mot vätgas under svåra haverier. Denna är idag i stort sett avslutad. Antalet presentationer med vätgas som tema har därför avtagit under de senaste åren.

Under CSARP-mötet 1999 fanns sju bidrag om vätgas, där följande tre områden togs upp:

- Turbulent förbränning och detonation, experiment och beräkningar
- Katalytiska rekombinatorer, utveckling och analys
- Förbränning av vätgas i reaktorbyggnaden i BWR

Ett experimentprogram om turbulent vätgasförbränning och DDT (övergång från deflagration till detonation) vid **Kurchatovinstitutet** utanför Moskva presenterades. Denna forskning bedrivs i samarbete med **FzK**.

Experimenten genomförs i testtuber med varierande dimensioner. Vidare varieras gassammansättningen vätgas/luft/ånga i de olika försöken. Dessa experiment ger en uppfattning om vilka gasblandningar, där förutsättningar finns för turbulent förbränning. Det är dock inte helt enkelt att tillämpa dessa resultat på fullskaleanläggningar även om det i princip är möjligt.

Under mötet fanns också ett bidrag om turbulent vätgasförbränning från **BNL** (Brookhaven National Laboratories) och ett annat om vätgasdetonation från **Caltech** (California Institute of Technology). Tillsammans bidrar experimenten vid Kurchatovinstitutet, BNL och Caltech till att öka kunskaperna om turbulent förbränning och detonation av vätgas.

Som motmedel mot okontrollerad vätgasförbränning under ett svårt haveri finns numera katalytiska rekombinatorer utvecklade och kommersiellt tillgängliga. Ett testprogram i Cadarache, Frankrike, presenterades. Detta genomförs för att ge svar på följande två frågor innan beslut tas om att installera katalytiska rekombinatorer i franska PWR:

- Minskar effektiviteten hos rekombinatorer i svår haverimiljö t.ex. genom att den aktiva ytan blir belagd med fissionsprodukter?
- Finns nackdelar med rekombinatorer, kan de t.ex. starta en vätgasbrand i ett läge då detta inte är önskvärt?

VTT har undersökt möjligheten att få vätgasbrand i reaktorbyggnaden efter ett svårt haveri och har presenterat bidrag om detta vid flera CSARP-möten. En sådan brand förutsätter att vätgas läcker ut från inneslutningen och bildar en brännbar eller detonerbar blandning i reaktorbyggnaden. Senare analyser har dock visat att detta scenario inte utgör något hot mot inneslutningen.

Direktuppvärmning av inneslutningsatmosfären (DCH)

Detta är en fråga som tidigare varit föremål för omfattande forskningsinsatser, speciellt för PWR. Numera anses frågan utagerad vad gäller Westinghouse PWR med stor torr inneslutning. De senaste bidragen om DCH gavs under mötet 1999 och gällde då PWR med iskondensator respektive Combustion Engineering PWR.

Fissionsprodukternas beteende och källterm

I PHEBUS-reaktorn studeras frigörelse och transport av fissionsprodukter vilket beskrivs i avsnitt 2.2.

JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) presenterade sitt program VEGA (Verification Experiments of radionuclide Gas/Aerosol release) under CSARP-mötet år 2000.

I VEGA-programmet undersöks frigörelse av fissionsprodukter från bränslet under haverilikhande förhållanden. Programmet syftar främst till att få fram data för höga temperaturer (över 2700 °C) och för tryck upp till 1 MPa. VEGA startade i september 1999 och pågår t.o.m. år 2005. Under CSARP-mötet år 2000 gavs en del preliminära resultat från det första experimentet. I detta fall var frigörelsen av Cs-134, Cs-137 m.fl. ämnen mycket hög.

CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique) genomför ett experimentprogram kallat Vercors, där frigörelse av både flyktiga och ickeflyktiga fissionsprodukter studeras. En skillnad mellan Phebus och Vercors är att i senare fallet används endast ett mindre antal bränslekutsar. Vercors ger information om frigörelse av fissionsprodukter under olika förhållanden, både vad gäller bränslet (utbränning resp. UO_2 eller MOX) och andra förhållanden som t.ex. atmosfärens sammansättning (reducerande eller oxiderande).

PSI (Paul Scherrer Institute) i Schweiz är sammanhållande för ARTIST (AeRosol Trapping In Steam generators). Målet med ARTIST är att ta fram en databas för avskiljning och deponering av fissionsprodukter i ånggeneratorer i PWR. Detta material kommer sedan att användas för att förbättra programmen för beräkningar av utsläpp till omgivningen i haverier med tubbrott. ARTIST startade år 2002 och kommer att pågå till år 2007. Ett stort antal länder deltar, även Sverige.

NRC har tagit fram en rapport NUREG-1465, som avser att ge en bästa uppskattning av källtermen i inneslutningen efter hardsmälta i LWR. En utvärdering pågår för att avgöra om NUREG-1465 även kan tillämpas på höga utbränningar och för MOX-bränsle. En serie expertmöten har hållits och förslag till fortsatt forskning har lagts fram. Det preliminära resultatet av expertgranskningen av NUREG-1465 är att den i huvuddrag även gäller för höga utbränningar och MOX-bränsle. För att bekräfta detta behövs dock fler experiment och validering av koder för svåra haverier mot dessa experiment.

Utveckling av beräkningskoder

Beräkningskoderna för haverianalys kan indelas i följande två grupper:

- *Integrerade 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. MELCOR är det beräkningsprogram, som prioriteras i NRC's kodutveckling. Ny kunskap från experiment används för utveckling av modeller, som sedan används för att förbättra MELCOR. Programmet har fått en stor internationell spridning. En aktiv användargrupp finns, som vanligtvis träffas i samband med CSARP-mötena.

MAAP – är en annan integrerad kod som har utvecklats av EPRI (Electric Power Research Institute) på uppdrag av den amerikanska kärnkraftindustrin. Programmet kan simulera hardsmälteförlopp, tankgenomsmältning och spridning av fissionsprodukter i reaktortank, inneslutning och ut till omgivande atmosfär.

SCDAP/RELAP5 – är en mekanistisk kod som stöds av NRC och används för detaljerade beräkningar på nedsmältningsförloppet fram till tankgenomsmältning. Koden kan användas för beräkningar av termohydrauliska förhållanden och även för analys av svåra haverier som t ex hardsmältningsförlopp, 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 nedsmältningens förlopp. Skillnaderna är större under den senare delen av nedsmältningen men även här är det acceptabelt god överensstämmelse med data från TMI-2 och oberoende beräkningar. SCDAP/RELAP5 har vidare validerats mot PHEBUS FPT-1.

ASTEC - har utvecklats i samarbete mellan IRSN (Frankrike) och GRS (Tyskland). Detta kodsysteem innehåller liksom MELCOR ett stort antal modeller som beskriver haveriförloppet. En begränsning i ASTEC är att det inledande skedet fram till härdavtäckning måste beräknas med ett annat program och länkas till ASTEC. Därför är ASTEC inte lika användarvänligt som MELCOR eller MAAP och har tidigare haft en relativt begränsad tillämpning. För närvarande används dock programmet för PSA nivå 2 studier i franska 900MWe PWR. Utveckling för att få ASTEC mera användarvänligt pågår. ASTEC har genomgått omfattande valideringar, bl. a. i EU-projektet EVITA (European Validation of the Integrated ASTEC code), som pågick 02/2000-08/2003. I detta projekt deltog 17 organisationer från 8 länder, däribland Slovakien, Tjeckien och Ungern. Utvecklingen av ASTEC kommer att fortsätta i EU:s nästa ramprogram.

2.2. PHEBUS – EXPERIMENT MED HÄRDSMÄLTOR

PHEBUS-FP är ett experimentprogram där man studerar dels härdsmältans beteende vid ett antaget reaktorhaveri, dels hur fissionsprodukter frigörs från en överhettad reaktorhård och deponeras i reaktorns primärsystem och dess inneslutning. Avsikten var att utföra de planerade sex försöken på sådant sätt att man kan använda resultaten för att verifiera olika beräkningskoder samt att undersöka om tidigare okända (eller försummade) fenomen uppträder vid härdsmältning i ett nedskalad (ca 1:5000), men komplett, tryckvattenreaktor försedd med prototypiskt kärnbränsle.

Programmet leds av franska IRSN (Institut de Radioprotection et de Surite Nucleaire)[†] och genomförs i PHEBUS-reaktorn i Cadarache. Den största finansiären har varit EDF (Electricite de France), som bidragit med ca 60% av budgeten. 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. Efter att fyra experiment genomförts har EDF under år 2000 hoppat av programmet, vilket medfört en ekonomisk kris.

När PHEBUS-programmet skulle starta fick Sverige erbjudande om att vara med till en kostnad av ca 6 miljoner FF/år, men tackade nej av ekonomiska skäl. I och

[†] IRSN bildades 2002 genom sammanslagning av den franska strålskyddsmyndigheten och IPSN (Institut de Protection de Sécurité Nucléaire) - IPSN var tidigare en del av CEA (Commissariat à l'Energie Atomique).

medlemskapet i EU, kan Sverige medverka och får, liksom alla andra EU-länder, full tillgång till resultaten.

Programmet omfattade ursprungligen sex experiment vilka betecknas FPT0-5, (FPT = Fission Product Test), se tabell 2.2.1. FPT0, FPT1, FPT4 och FPT2 genomfördes under åren 1993, 1996, 1999 och 2000. Experimentet FPT5 har strukits på grund av de svårigheter som uppstått i och med att EDF avbrutit sitt ekonomiska stöd. Nästa (och nu sista) experiment (FPT3) planeras till första kvartalet 2004. Ursprungligen planerade man att utföra ett experiment per år. Det visade sig dock att nedmontering och dekontaminering efter varje experiment, samt uppsättning av utrustningen för nästa experiment, var svårare och mer tidskrävande än man trodde från början samtidigt som kraven på säkerhet, arbetsmiljö och strålskydd har höjts efter hand. 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.

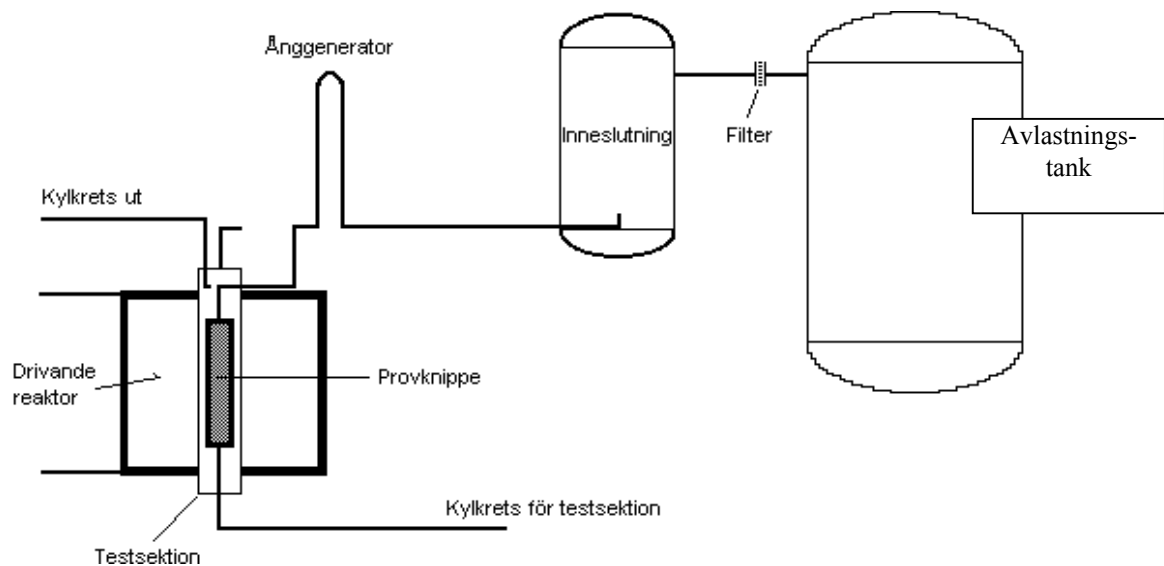
För ytterligare information hänvisas till Ref 2.2.1-7 (samtliga är tyvärr konfidentiella utom 2.2-1).

Tabell 2.2.1: Aktuell testmatris för utförda och kommande PHEBUS-experiment i kronologisk ordning.

Experiment	Typ av bränsle	Bränsle	Primärkrets	Inneslutning
FPT0	Färskt bränsle i oxiderande miljö	Smältning <20% Bränsle-degradering	FP retention i primärkrets. ÅG med het sekundärsida.	Aerosolfenomen Jodkemi vid pH 5
FPT1	Använt bränsle i oxiderande miljö	Som FPT-0	Som FPT0	Som FPT0
FPT4	”Debris bed”	Total Nedsmältning	Ingen (filter)	Ingen
FPT2	Använt bränsle i reducerande miljö	Som FPT-0 Insprutning av borsyra	Som FPT0	Som FPT0 men med pH 9
FPT3	Använt bränsle med styrstavs-material av B ₄ C	Max ca 1 kg Relokerat Bränsle	Som FPT0	Som FPT0 men med pH 9 och rekombinatorer
FPT5 Utförs ej!	Använt bränsle och luftinträning i härden	Källterm och bränslefenomen i oxiderande miljö	Kemi hos avsättningar. Termisk resuspension.	Som FPT-2 men med sen spray

2.2.1. Experimentuppställning

En förenklad skiss av PHEBUS-uppställningen visas i figur 2.2.1. Den består i huvudsak av en drivande kärnreaktor, en testsektion, en anslutande yttre krets, en inneslutningstank, samt en avlastningstank. Den drivande reaktorn används först för att återskapa kortlivade klyvningsprodukter i bränslet under normal kylning vid full effekt, samt därefter för att upphetta den nu okyllda testsektionen tills dess att bränslet i den smälter. Testsektionen består av ett provknippe omgivet av ett keramiskt säkerhetshölje av toriumdioxid (innerst) och zirkoniumdioxid (ytterst). Ett typiskt provknippe består av ca 18 bränslestavar och en central styrvstav i en axiellt rotationssymmetrisk geometri. Den yttre kretsen skall simulera en del av primärkretsen hos en PWR med varma benet och ånggenerator samt reaktorinneslutning.



Figur 2.2.1. En förenklad skiss av PHEBUS-anläggningen med drivande reaktor, testsektion och en simulerad PWR-krets med ånggenerator och inneslutning (anläggningen nedskalad 1:5000).

Ett experiment börjar med att det kylda 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, ingående kylflöde stryps samtidigt som reaktoreffekten sänks kraftigt. Reaktoreffekten ökas sedan åter i steg 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.

Möjligheten att följa experiment under själva utförandet med direkta observationer och mätningar är begränsad. Temperaturen i knippet blir så hög att stora

delar av 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 vilka mätvärden som skall leda till reaktoravstängning. Dessutom finns speciella mätton i skyddshöljet som skall reagera på eventuell smältning av höljets insida och utlösa omedelbar reaktoravstängning.

I anslutning till vissa ställen på provkretsen utanför reaktorn finns gammadetektorer monterade som ser ett litet område av kretsen genom en lång kollimator. Analys av det gammaspektrum som registreras av respektive detektor ger information om ur mängden radioaktiva ämnen varierar i det område som detektorn "ser".

Förutom temperaturmätningar och gammaspektroskopi erhålls de flesta resultaten från experimenten genom analys av tagna prover och genom olika typer av undersökningar som görs i efterhand. Ultraljudtermometrar med mätroppar av sintrad toriumoxid (smältpunkt ca 3220 °C) monterade i bränslet har använts i de senare experimenten för att höja mätområdet. Speciellt studeras tagna gas- och aerosolprov, 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 att experimentreaktorn stoppas.

I samtliga fall har utförliga beräkningar genomförts med olika koder för att i förväg prediktera de kommande resultaten. Efter genomförda försök har avvikelserna mellan beräknade och erhållna data analyserats. Dessutom har ett antal nya beräkningar genomförts efter experimenten, där de exakta försöksbetingelserna använts som ingångsdata. Uppenbarligen har Phebus haft en stor betydelse för förbättring av beräkningsmetoderna och för belysning av olika koders styrka och svagheter.

2.2.2. Experimenten FPT0 och FPT1

Det första experimentet, FPT0, genomfördes i slutet av 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.

Det andra experimentet, FPT1, genomfördes sommaren 1996 och provknippet bestod i det här fallet av utbränt¹ 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 utbränt bränsle ökade med mer än 20% vid upphettning till skillnad mot färskt. Många observationer bekräftade resultat från det första experimentet FPT0. Vissa skillnader har dock noterats, som delvis härrör från bränslets olika utbränning och olika halt av långlivade klyvningsprodukter.

Följande observationer har gjorts:

- Bränslet började smälta vid lägre temperaturer än beräknat,
- Metall-vatten reaktionen fortsatte även efter relokering av bränsle,
- Sammansättningen av smältorna var en jämn blandning av metalliskt och oxidiskt material,
- En stor andel av de flyktiga fissionsprodukterna lämnade bränslematrisen under FPT0 varav andelen jod i den totala mängden avgivna flyktiga produkter uppgick till 88% av inventariet. Förekomst av silver (från styrstavarna) 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 de heta rören som simulerar primärkretsen. En större andel jod än förväntat stannade i ånggeneratoren.
- Den procentuella frigörelsen av fissionsprodukter var större än beräknat i FPT0 jämfört med FPT1.
- Huvuddelen av frigjort cesium förelåg i FPT1 inte som CsOH utan som aerosolpartiklar med lågt ångtryck (CsMoO₄ ?).
- Jod var i FPT1 inte bunden till cesium som CsI utan var antingen bunden till silver eller i gasform (detta kan tolkas som orsakat av att Cs var bundet på annat sätt, t.ex. i form av molybdat).
- Betydande mängder av andra material, t ex material från förångade 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.

En av orsakerna till att vissa fenomen inte hade predikterats i förväg kan ha varit att experimenten 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).

Möjliga reaktioner av jod och tellur med andra klyvningsprodukter och konstruktionsmaterial har diskuterats under lång tid, t. ex. en reaktion mellan

¹ Tidigare använt i en PWR och med en utbränning på mellan 30000 och 36000 MWd/ton uran. Därefter mellanlagrat under ett flertal år.

silver och tellur. Trots detta kom den kraftiga bildningen av silverjodid som en överraskning.

Slutliga och granskade data från FPT0 och FPT1 har dokumenterats i form av ett flertal detaljerade rapporter, både i pappersform och på CD. Samtliga data från experimenten kommer att finnas lagrade i digital form. Troligen kommer datalagring och distribution till behöriga användare av samtliga data från Phebusprojektet att ske via en internetserver hos EU:s Institute of Energy i Petten.

2.2.3. Experiment FPT2

Experimentet utfördes under år 2000 och använde utbränt bränsle i en miljö med underskott på vattenånga. Effekterna av borsyra studerades även. För övrigt, liknade betingelserna i stort de som gällde för FPT0. Bottensektionen i inneslutningen innehöll varmt basiskt vatten. Härigenom hoppades man att kunna studera bildning av organiska jodföreningar bättre genom att silver reagerar sämre med jod vid höga pH.

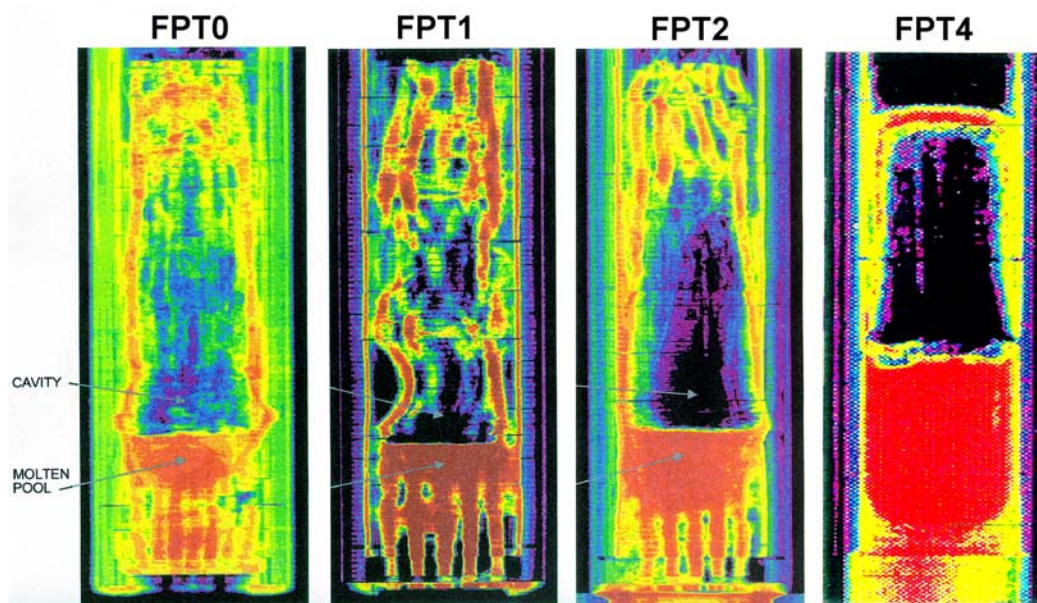
Mängden avgivna klyvningsprodukter från bränslet blev aningen lägre än i FPT0 och FPT1, t.ex. ca 80% av inventariet för Te, Cs och I. Å andra sidan erhöles en kraftigare deposition av vissa klyvningsprodukter, t.ex. tellur, i rör och ånggenerator och en högre strålnivå efter experimentet, vilket bland annat försenat dekontaminering och uttagning av mätutrustning efter försöket. Denna tidiga deponering kan troligen förklaras av att gashastigheten i FPT2 var betydligt lägre än i FPT0 och FPT1. Vattnets relativt höga pH (ca 9) medförde att den gasburna jodhalten i inneslutningen blev låg. Denna verkar ha dominerats av elementär jod medan andelen metyljodid blev lägre än i tidigare experiment. En möjlig förklaring är att det relativt höga pH-värdet leder till ganska snabb destruktion av metyljodid. Analys av prover och data från FPT2 pågår, varför samtliga uppgifter är preliminära.

2.2.4. Experiment FPT4

Avsikten med detta experiment, som genomfördes under år 1999, var att studera källtermen under senare delen av ett haveri, d.v.s. när härden rasat samman. Av speciellt intresse var att mäta förångningen av svårflyktiga ämnen, bland annat aktinider. Man utgick från en "grusbädd" av föroxiderat utbränt kärnbränsle som krossades och packades i en tunnväggig behållare av zircaloy med en stor mängd hål i topp och botten. Över bädden monterades en serie högtemperaturbeständiga filter som inkopplades med vissa tidsmellanrum. Den simulerade ånggeneratoren och inneslutningen förbikopplades, varför inga data finns för fenomen i dessa. Efter försöket demonterades filtren. Några arkiverades, medan de mest intressanta transporterades till olika laboratorier för vidare behandling. Hos EU:s Transuranium Institute (ITU, Karlsruhe) lakades ett par av filtren i heta celler med kokande salpetersyra i närvaro av en liten mängd fluorvätesyra. Prover på dessa laklösningar sändes till Paul Sherrer Institute (PSI, Schweiz) och Kärnkemi (Chalmers) för fullständig analys. Även ITU har utfört analyser på dessa laklösningar. Mätningar i Frankrike på ett antal filter med neutronaktivering visade tidigt att mängden aktinider var mycket låg, många tiopotenser lägre än beräknat. Detta står i bjärt kontrast till de med olika koder predikterade

mängderna, t.ex. uppskattades mängden uranoxider till närmare hundralet gram per filter.

Det kan finnas flera förklaringar till att bl.a. mängden uranoxider på filtren blev så låg i förhållande till den beräknade mängden. En är att ett poröst "tak" utbildades över den smältande grushögen. Detta något kallare "tak" kan ha verkat som ett extra filter och hindrat aerosoler från att nå vidare till mätfiltren, se figur 2.2.2. Tecken finns också på att gasströmmen kan ha tvingats att passera mellan smältan och försökskanalens vägg varigenom transporten av förångat material från smältan och vidare uppåt blev dålig eller obefintlig.



Figur 2.2.2. Absorptionstomografier av bränsleknippet efter FPT0, FPT1, FPT2 och FPT4. Svart lägst, rött högst densitet.

2.2.5. Experiment FPT3

Syftet med experimentet, som planeras ske i början av år 2004, är att studera hur källtermen påverkas av borkarbid (B_4C). Eftersom man från fransk sida är angelägen om att borkarbiden kan reagera med närvarande gaser har kvoten rostfritt/ B_4C begränsats till ca 3, eftersom man i annat fall skulle riskera att styrstaven smälter tidigt och rinner ned ur den heta zonen.

Man väntar bland annat betydande bildning av koloxid, koldioxid och metan, vilket kan medföra en ökad bildning av organiska jodider (t.ex. metyljodid). Av denna anledning väljer man att ha ett högt pH i sumpens vatten så att halten elementär jod i inneslutningens atmosfär hålls relativt låg. Gasformig jod i inneslutningen skulle då domineras av organiska jodider.

2.2.6. Experiment FPT5

Syftet med detta experiment var avspegla ett förlopp med luftinträngning i härden. Detta skulle kunna inträffa efter tankgenomsältning 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.

Projektets ekonomi tillåter tyvärr inte att detta experiment genomförs. Som ersättning har diskuterats möjligheten att genomföra ett likartat experiment inom en föreslagen ny experimentserie i Phebusreaktorn, Phebus-2K.

2.2.7. 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.

Man bör förstå att Phebusexperimenten inte är en exakt kopia av något haveri i en verklig anläggning. Data från dessa experiment bör därför i första hand användas för utveckling och validering av olika modeller och koder.

Det är mycket troligt att ytterligare undersökningar och experiment kommer att erfordras för att slutligen kunna dra definitiva och konkreta slutsatser från försöken inom Phebusprojektet.

När det gäller sluttillståndet hos det nedsmälta bränsleknippet så uppvisar försöken relativt stora likheter, se figur 2.2.2. Bränsleknippets uppträdande, inklusive vätgasbildningen, är kanske det som idag bäst kan modelleras.

Redan de första experimenten pekade på den stora betydelsen av kemiska processer och förlopp, som även kan vara tillämpliga för svenska verk. Vi står här förmodligen inför ett paradigmskifte. I fallet jod och cesium kan man dra den försiktiga slutsatsen att deras kemiska form påverkas av bränslets medelutbränning och av typen av styrstavar. En betydande del av cesiet verkar bindas till någon annan klyvningsprodukt - en gissning är att det är molybden. Härigenom minskas möjligheten att bilda cesiumjodid. Styrstavar med silver/indium/kadmium legering tycks leda till att huvuddelen av jod binds som silverjodid - både i aerosolform och i sumpvattnet. I samtliga experiment där totalhalten jod mätts i inneslutningens atmosfär har denna mängd hela tiden varit låg - typiskt under 0.3% av härdinventariet. Tyvärr saknas ännu data på jods uppträdande i inneslutningen vid ett experiment utan silver.

Samtliga koder har haft påtagliga svårigheter när det gäller att förutsäga jodspecieringen och jodhalten i inneslutningens atmosfär som funktion av tiden. De beräkningsverktyg som används för svenska verk bör därför i möjligaste mån valideras mot resultaten från experimenten i Phebus. Här behövs troligen också en vidare utveckling av de koder som används i Sverige, t.ex. MAAP. Det är därför viktigt att man även i fortsättningen medverkar i analysarbetet från svenskt håll.

2.3. MACE- OCH ACEX-EXPERIMENT

ACE (Advanced Containment Experiments) är ett internationellt projekt som har pågått sedan 1988 vid Argonne National Laboratories i USA och leds av EPRI. Sverige har deltagit i programmet sedan starten. Syftet har varit att undersöka hur en smälta av urandioxid växelverkar med vatten och betong under realistiska förhållanden. Projektet består av fyra delprojekt/faser:

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

Medan ACE-projektet pågick beslöts att ett uppföljningsprojekt skulle påbörjas 1993, det s.k. ACEX-projektet (ACE analysis EXtension). Syftet med detta projekt har varit att i ovannämnda områden ta fram modeller och vid behov komplettera med småskaliga experiment.

Nästan alla delar av ACE-projektet var avslutade när APRI-4 projektet påbörjades och resultaten har beskrivits tidigare, se ref. 2.3.1-2. Det som återstod var att avsluta fas D som också benämns MACE (Melt/Debris Attack and Coolability Experiments) samt att ta fram modeller för de fenomenologiska problem som har belysts inom ACE-projektet. Dessutom har småskaliga experiment genomförts där viktiga data saknats.

En sammanfattning av de experimentella och analytiska studierna som bedrivits inom delprojekten ACE/MACE/ACEX finns i ref. 2.3-3.

2.3.1. MACE-projektet

Inom MACE-projektet har en serie experiment genomförts för att undersöka smältans kylbarhet genom tillförsel av vatten ovanifrån. Dessa experiment har utförts med prototypiskt material (UO_2 , ZrO_2 och Zr) och med en kvadratisk yta upp till 120x120 cm.

Man började med storskaliga försök (MACE M3a, M3b) där motivet var att minska väggeffekter och uppnå att skorpan brister av sin egen tyngd och ovanliggande vatten.

Det första försöket misslyckades medan det andra genomfördes med lyckat resultat efter att ett antal åtgärder hade vidtagits. Man använde sig av cirka två ton (2000 kg) prototypiska ämnen som UO_2 , ZrO_2 och Zr samt en tillsats av U_3O_8 lades till för att bilda termit med UO_2 .

Försöken började 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.

I alla experiment varade den snabba och effektiva nedkylningsfasen i 1-4 minuter vilket ledde till att en fast skorpa av "corium" bildades överst på den prototypiska smältan, se tabell 2.3.1 där värmeflödet från smälta till vatten som uppmättes i MACE framgår. Därefter skedde den huvudsakliga värmeavgivningen från smältan via vatten som trängt in i tunna sprickor i skorpan. Denna fas varade vanligen i 15-20 minuter och avslutades med att skorpan separerades från smältan. Detta genom att skorpan förenade sig med väggarna i kärlet och blev hängande där. Därefter blev värmeöverföringen från smältan betydligt sämre.

Tabell 2.3.1. Uppskattat värmeflöde från härds smältan till vattnet utgående från MACE försöken.

Försök M0, M1b, M3b Betong av kalksten/vanlig sand (amerikansk anläggning)		Försök M4 Kvartsbaserad betong (tillämplig på nordiska BWR)	
Tid från vattenbegjutning	Värme flöde till vattnet	Tid från vattenbegjutning	Värme flöde till vattnet
0 – 3 min	3500 kW/m ²	0 – 1.5 min	4500-->1800 kW/m ²
3 – 20 min	600 kW/m ²	1.5 – 10 min	1800 -->700 kW/m ²
20 – 60	lineärt 600--> 200 kW/m ²	10 – 26 min	700 --> 200 kW/m ²
60 -	200 kW/m ²	26 -	200 kW/m ²

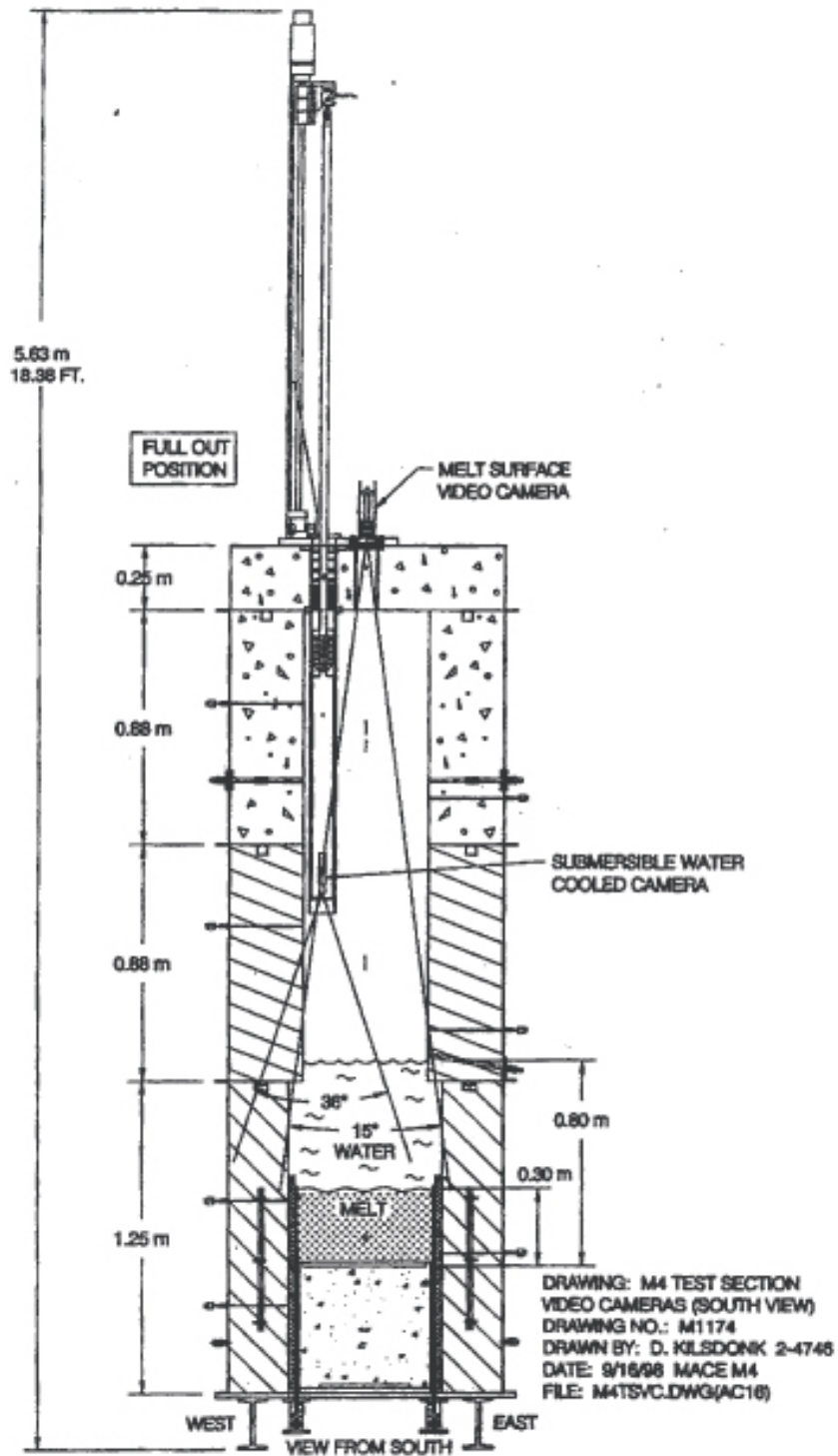
Vid den efterföljande undersökningen konstaterades att en stor del av smältan hade trängt upp genom skorpan som eruptioner (jämför vulkanutbrott) och bildat en vulkanliknande formation. En viktig observation var att skorpan inte hade brustit som man hade hoppats.

Efter dessa experiment, kom de flesta deltagande parter överens om att utvidga MACE till fler experiment men med kiselrik betong, som används i de flesta europeiska anläggningar, istället för kalkrik betong, som används i de flesta amerikanska anläggningar. Dessutom gick man tillbaka till storleken 50x50 cm då test M3b visat att även arean 120x120 cm inte är tillräcklig för att erhålla bristning av skorpa.

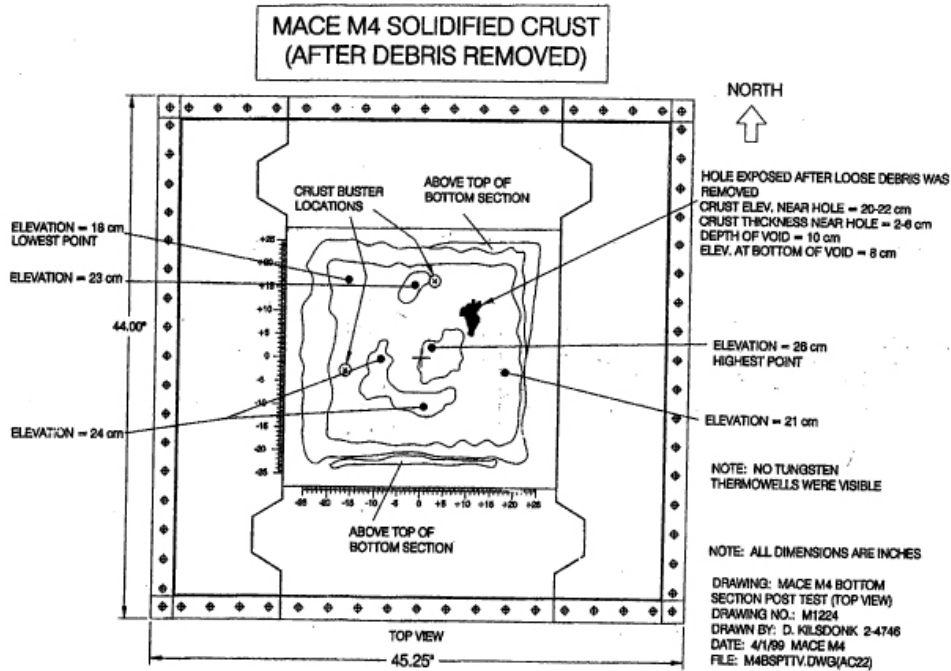
Nästa försök (M4) i denna serie utfördes i mars 1999 där mängden prototypisk smälta uppgick till 480 kg. Detta försök är det mest intressanta ur nordisk synvinkel eftersom betongen i detta experiment är av samma typ som den som används i nordiska reaktorer. Figur 2.3.1 visar en översikt av M4- försöket.

Växelverkan mellan smälta och betong leder till att det sker en avverkning och därmed en förtunning av betongskiktet. Strax innan vatten tillfördes, var avverkningshastigheten i M4-försöket 4,0 mm/min. Med tillförelse av vatten, minskade värdet till ca 1,8 mm/min. Liknande beteende observerades även i de andra MACE experimenten. Vidare observerade man ett hål med en area på 15

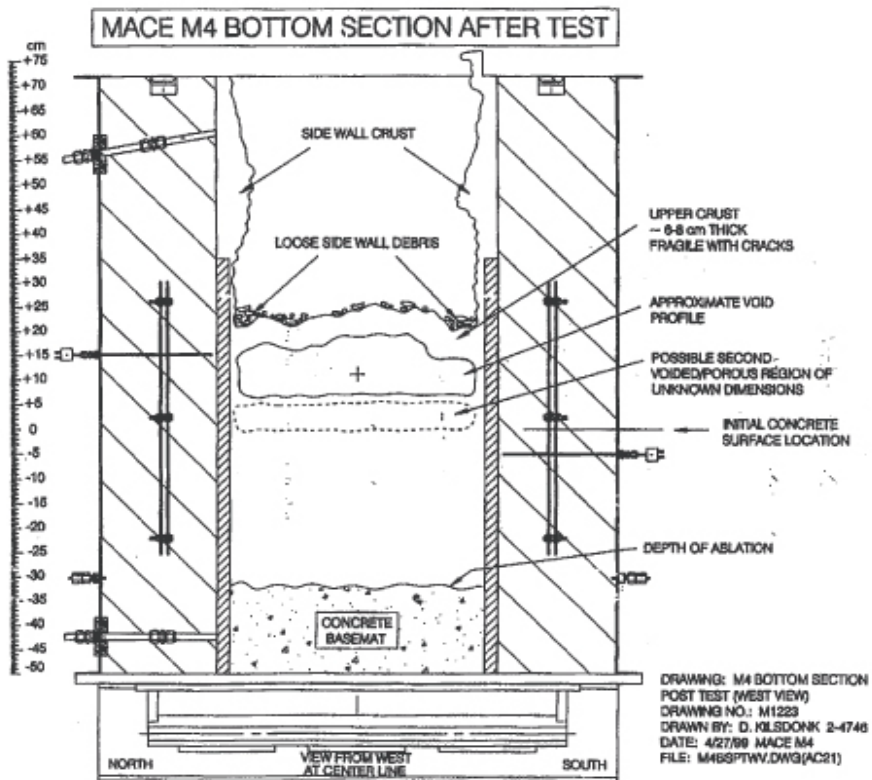
cm² på toppen av skorpan i en tidig fas av experimentet, se figurerna 2.3.2 och 2.3.3 vilka visar fördelningen sedd uppifrån respektive från sidan.



Figur 2.3.1 En översikt av M4-försöket.



Figur 2.3.2: Skiss av fördelningen av M4-försöket sedd uppifrån.



Figur 2.3.3: Skiss av fördelning av M4-försöket sedd från sidan.

Sammanfattningsvis kan sägas att MACE försöken inte med säkerhet kunde påvisa att smältan är kylbar genom tillförsel av vatten ovanifrån. Försöken har visat att en prototypisk smälta med en tjocklek av ca 10 cm är kylbar genom värmeledning genom den växande skorpan av stelnad smälta som bildas på ovasidan. För större smälttjocklekar blir kylningen mera komplex.

De flesta experter inom området anser att bildningen av en stabil skorpa som är fast förenad med inneslutningsväggarna ej är representativ för verkliga haveriförhållanden. Snarare anser man att om skorpan skulle fastna mot väggarna kommer den att brytas upp i centrum p g a det överliggande vattnets tyngd eller kanske redan p g a skorpan egen vikt. Under sådana förhållanden kommer kontakten mellan smältan, skorpan och vattnet att periodiskt variera under haveriförloppet.

2.4. KTH:s FORSKNING INOM SVÅRA HAVERIER

Vid Institutionen för Kärnkraftsäkerhet (KTH) bedrivs forskning inom huvudsakligen området svåra haverier. Syftet har varit att dels genom i första hand experiment minska osäkerheter om härdsmltans växelverkan med vatten och reaktortankväggen, dels bidra till utveckling och verifiering av beräkningsmodeller. Smältans växelverkan med vatten är central vid analys av belastningar på reaktorinneslutningen för i synnerhet svenska kokvattenreaktorer med interna cirkulationspumpar. Anledningen är den valda haverihanteringsstrategin vilken innebär att nedre drywell vattenfylls vid befarad tankgenomsmältning. Strategin har till syfte att kyla ned härdsmltan och därigenom förhindra att inneslutningens integritet äventyras.

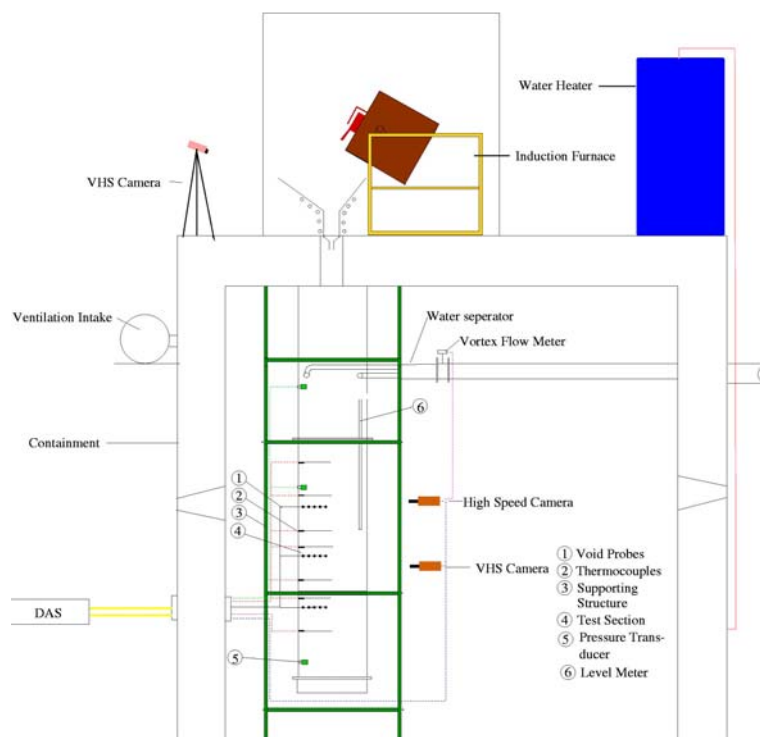
Forskningsprogrammet som ingick i APRI-3, omfattade bl.a. undersökning av smältstrålens fragmentering i vatten samt undersökning av smältans utbredning och kylbarhet i inneslutningens botten, se ref. 2.3-2. Det nuvarande programmet som ingår i APRI-4, har pågått sedan år 1999. Tyngdpunkten har legat på fenomen och egenskaper som styr fragmentering och sönderdelning av smältstrålar och smältdroppar, smältans utbredning och kylbarhet, samt termiska och mekaniska belastningar på ett tryckkärl p.g.a. växelverkan mellan smälta och tryckkärl, se ref. 2.4-1.

APRI:s stöd till KTH är en del i forskningsprojektet MSWI ("Melt Structure Water Interactions") som också finansieras av reaktorsäkerhetsmyndigheterna HSK (Schweiz) och NRC (USA). På initiativ från APRI har arbetet följts upp av en referensgrupp från APRI:s alla parter med två möten per år.

2.4.1. Växelverkan mellan smälta och vatten

Växelverkan mellan smälta och vatten som i värsta fall kan resultera i en ångexplosion, har varit föremål för omfattande experimentell och analytisk forskning under de senaste 20 åren. Det här är ett område som inkluderar allt från filmkokning till explosionsartad växelverkan.

På KTH har man bl.a. undersökt smältstrålens fragmentering i vatten i två experimentserier, MIRA-3L och MIRA-20L, med 3 respektive 20 liters smälta och med höga smälttemperaturer upp till 1400°C, se figur 2.4.1. En avancerad mätutrustning har byggts upp för att bestämma vissa parametrar såsom fragmentstorlek, voidhalt, etc. Instrumenteringen består av bl.a. höghastighetskameror, röntgenutrustning, "void prober", etc. Många experiment med olika simulanta material har genomförts för att utveckla och validera olika fragmenteringsmodeller. Beräkningskoden MELT-3D (Multiphase Eulerian Lagrangian Transport Model) har utvecklats för att simulera "premixing"-fasen (omblandning av smälta och vatten utan någon snabb överföring av energi) som uppkommer efter den initiala växelverkan under en ångexplosion. Man har kunnat prediktera mätdata väl från experiment genomförda vid KTH och andra laboratorier.



Figur 2.4.1: Layout av testanläggningen MIRA-20L

Från dessa experimentella och analytiska studier har man bl. a. funnit att smältstrålens anslagshastighet har en signifikant inverkan på fragmenteringsprocessen. Vid lägre hastighet, agglomereras (hopklumpas) smältans fragment och bildar en kaka av stora partiklar, s k "grusbädd". När hastigheten ökar, erhålls en mer fullständig fragmentering.

Även kylmedlets temperatur har en signifikant inverkan på karaktären hos fragmenten som bildas genom sönderdelningen av en oxidisk smältstråle. Vid liten underkyllning blir fragmenten oregelbundna jämfört med de mera sfäriska partiklar som bildas vid stor underkyllning.

Man har också funnit att smältstrålens densitet har en avsevärd effekt på fragmentstorleken. Då smältans densitet ökar blir fragmentstorleken mindre. Medelmassan hos partiklarna i grusbädden ("debris") ändras proportionellt mot kvadratroten av kvoten mellan kylmedlet och smältans densitet. Vad gäller smältans överhettning, har man funnit att den har liten inverkan på fördelningen av storleken på partiklarna i grusbädden.

De fenomen och fysikaliska egenskaper hos smältan som kan påverka triggings- och explosionsbenägenheten har också undersökts. Man har bl.a. funnit att smältavatten blandningen med en binär oxidisk härdsmälta ($\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$) har låg triggings- och explosionsbenägenhet. Effektiviteten i omvandlingen från termisk till mekanisk energi kan vara mycket låg. Närvaron av metalliska komponenter i smältan kan å andra sidan öka benägenheten för triggning och explosion.

2.4.2. Smältans utbredning och kylbarhet i reaktorinneslutningen

För att studera hur smältan utbreder sig i olika kylmedel har många experiment med simulanta smältor av olika temperaturer genomförts. 1-D och 2-D modeller har utvecklats och med modellerna har man väl kunnat prediktera mätdata från experiment genomförda vid KTH och andra laboratorier.

Resultaten visar att smältans utbredning i en 2-D kanal är mycket olik den i en 1-D kanal. Som en följd av detta, kan smältans tjocklek i en 2-D utbredning minska med en faktor 3 till 10 i förhållande till 1-D fall. Vidare har resultaten visat att smältans utbredningslängd blir betydligt kortare med vatten än utan.

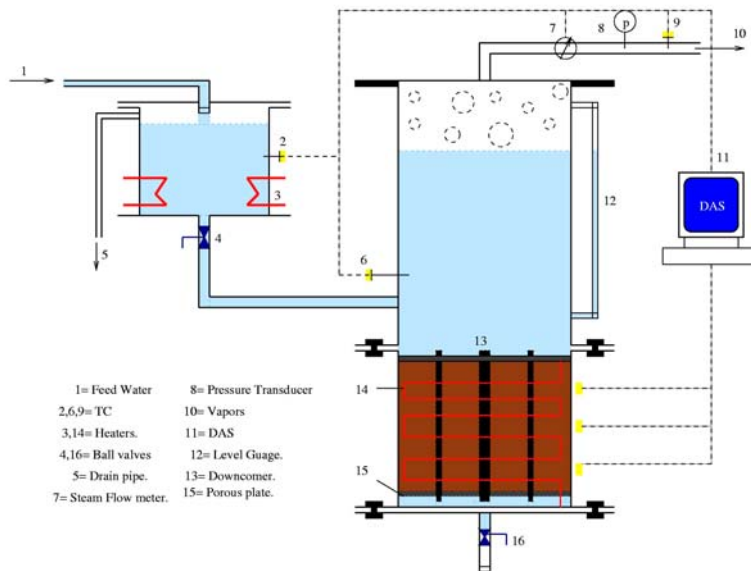
Om inneslutningens botten är fylld med vatten (som i fallet med svenska BWR), kommer smältan att fragmenteras delvis eller fullständigt innan det når inneslutningens botten. Smältans temperatur minskar avsevärt under dess växelverkan med vattnet och som ett resultat av detta kan det bildas en s.k. "grusbädd". Porositeten av en sådan grusbädd beror på hur fragment av olika storlekar fördelas.

För haveriförloppet i inneslutningen har grusbäddens form, sammansättning och porositet en avgörande betydelse för smältans kylbarhet. En aktiv kylning av grusbädden kan ske genom att spruta in vatten underifrån eller ovanifrån. 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.

Den aktiva kylningen av grusbädden har undersökts i olika testkonfigurationer. En sådan testanläggning är DECOBI (DEbris COolability with Bottom Injection) där man studerade grusbäddens kylbarhet genom att spruta in vatten underifrån via s.k. "downcomers" (vertikala och ihåliga rör i grusbädden). Resultaten visade bl.a. att för oxidsmältor med låg viskositet (CaO-WO_3 ; $\text{MnO}_2\text{-TiO}_2$) erhöles en betydlig blandning av smälta och vatten. Den höga temperaturen och låga värmeledningen leder till filmkokning, fragmentering och solidifiering av smältan och generering av porös grusbädd (40-50%). För keramiska smältor ($\text{CaO-B}_2\text{O}_3$) å andra sidan, kyldes smältan i kanal-liknande volymer ovanför insprutningsmunstycket. Vissa

regioner ovanför kanalen kom inte i kontakt med kylmedlet och kyldes därför långsamt.

En annan testanläggning är POMECA (PORous MEdia COolability) där man studerade grusbäddens kylbarhet genom att både ha ett vattenskikt över partikelbädden och insprutning av vatten nerifrån genom ”downcomers”, se figur 2.4.2. Ett antal tester har genomförts med både homogena och skiktade partikelbäddar.



Figur 2.4.2: Schematisk bild av POMECA anläggningen

Man har bl.a. funnit att med ”downcomers” kan värmeflödet vid torrkokning förhöjas med 50% till 600% där de högre värdena erhöles med större flödesarea i downcomers. Vidare har man funnit att värmeflödet från homogen grusbädd vid torrkokning ("dryout") med insprutning av vatten uppifrån överensstämmer väl med Lipinski-korrelationen. För en skiktad grusbädd, dominerar det övre tunna skiktet med finare partiklar risken för torrkokning.

2.4.3. Termiska och mekaniska belastningar på ett tryckkärl

Experiment med krypbrott på reaktortankbotten har genomförts i testanläggningen FOREVER (Failure Of REactor VESsel) där geometrin av reaktortanken är i skala 1:10. Syftet har varit att erhålla data för fler-axlig krypdeformation av reaktortryckkärlet och för värmeöverföring genom egenkonvektion i en hemisfärisk smältpöl. Testerna har analyserats med beräkningskoden MVITA som simulerar processen för smältpölens bildning, konvektion och resulterande termiska belastningar på tryckkärlet. Koden har kopplats ihop med ANSYS-koden, som används för strukturanalys. På det här sättet har en kopplad termisk och mekanisk analys av belastningarna på ett tryckkärl utförts.

FOREVER-experimenten utfördes under följande förutsättningar:

- Smältvolym 12-14 liter
- Värmeeffekt 30-38 kW
- tryck i reaktorkärlet 25 bar
- max temperatur på ytterväggen 1000°C
- max temperatur i smältbassängen 1400°C

Första FOREVER-testet (EC-FOREVER-1) genomfördes den 17 mars 2000. Krypbrott uppkom vid 5% böjning i övre delen av svetsfogen mellan hemisfär och cylindersektion. Brottet skedde tidigare än förväntat, möjligen beroende på defekt i svetsen.

EC-FOREVER-2 genomfördes den 2 november 2000 med reaktortryckkärl av franskt stål (16 MND5) från Framatome och med tjockleken 15 mm. Resultaten stämde relativt bra överens med ANSYS-kodens pre-test analyser. Tryckkärlsbrott inträffade efter 3 ½ timme från gasfyllning till maxtryck i position 73 grader från botten. Ett viktigt resultat är att brottet var lokaliserat i område med högst temperatur och inte i område med störst deformation.

EC-FOREVER-3 och 3(b) genomfördes den 22 maj respektive 26 juni 2001. Dessa två tester skiljer sig från de tidigare experiment genom att den sfäriska delen av tryckkärlet försetts med 8 genomgående vertikala stänger som efterliknar genomföringar i verkliga reaktorer placerade på olika azimutala och axiella positioner. Syftet var att få jämförbara data under samma värme- och tryckbelastningar som tidigare tester (LHF och OECD/LHF) utförda vid Sandia National Laboratory (USA).



Figur 2.4.1: Tryckkärlsbrott i EC-FOREVER 3(b) test.

En skillnad mot Sandia's tester är att man i KTH:s tester (EC-FOREVER-3 och 3b) erhöll högre temperatur (950°C-1100°C) jämfört med ~800°C i Sandia's försök. Tryckbelastningen var prototypisk för ett scenario med trycknedblåsning, 25 bar mot 50-100 bar i Sandia's försök. Tryckkärlsbrott inträffade i position 70

grader från kärlets botten i området med maxtemperaturen till skillnad från Sandia's test där brottet skedde i genomföringen.

EC-FOREVER-4 genomfördes den 14 februari 2002. Tryckkärlsbotten var tillverkad av samma material som användes i OECD/LHF försök, d.v.s. amerikanskt stål. Experimentet utfördes under samma förutsättningar som för EC-FOREVER-3 försöket, med 12 liters smälta. Tryckkärlsbrottet inträffade efter kortare tid, drygt 3 timmar och stämde med 73 graders läge där maxtemperaturen uppmättes.

Längden på brottet var 27% av periferin och större öppning av brottkanten. Försöket genomfördes med franskt reaktorstål, som användes i andra försök med samma förutsättningar.

EC-FOREVER-5 genomfördes den 19 juni 2002 för att studera gapkylning. Experimentets inledande fas överensstämde med de tidigare FOREVER-försöken utom det att värmeeffekten reducerades till 30 kW i stället för som tidigare 38 kW. Tanken var att låta kärlet nå 7,5% töjning under 25 bars tryck och en temperatur på inre tryckkärls väggen under 957°C vilket är smältpunkten för $\text{CaO}+\text{B}_2\text{O}_3$. Därefter sprutades vatten in över smältan med högre tryck (mer än 25 bar), utan att slå av värmaren.



Figur 2.4.2: a) Tryckkärlsbrott av amerikanskt stål b) Tryckkärlsbrott av franskt stål.

Resultat av experimentella data och efteranalys av tryckkärlet visade ej på gapbildning mellan kärlytan och smältskorpan ("crust"). Den kylning som sker kommer från värmeöverföring till kylvatten som dränker smältan uppifrån. Tidigare försök, se Ref. 2.3-2, visar på ett gap mellan tank och smälta om vatten finns i tanken innan smältan strömmar in i tanken.



Figur 2.4.3: Genomskäring av tryckkärl i EC-FOREVER-5 test.

Resultat från FOREVER-experiment och analyser visar:

- att skiktning och blandning i smältbassängen, beroende på värme konvektionen, har stor effekt på fördelningen av värme flödet i reaktortankbotten,
- att tryckkärlsbrott inträffar i den hetaste zonen. Denna är belägen mellan 70-80°, till följd av konvektion i smältan och andra värmeöverföringsfenomen,
- att experimentella data från FOREVER-försöken med olika typer av reaktorstål, d.v.s. tyskt, franskt stål och amerikanskt stål, stämmer tillräckligt bra med resultaten från multifysikkoden ANSYS som är baserad på finita element modeller,
- att EC-FOREVER-3 försöket visade stor skillnad jämfört med OECD/LHF-försöken som utfördes utan smälta. Brott inträffade i zonen med högsta temperatur och inte i genomföringen vilket var fallet för OECD/LHF försök,
- att EC-FOREVER-5 visade ingen gapbildning mellan kärnväggen och smältskorpan, då försöken började med torr tank.

3. FENOMEN VID SVÅRA HAVERIER

3.1. SMÄLTANS KYLBARHET I REAKTORTANKEN

Vid en tänkt härds smälta i reaktortanken rinner smält härds material från härdregion ner till tankens botten genom gravitation. Avståndet mellan patronuppställningsplattan och reaktortankens botten är ~5.5 m i reaktorerna F3/O3 och F1/F2. I detta utrymme finns det till exempel i F3/O3 169 st styrstavsledrör som sitter på överdelen av var sitt drivdonshus (CRD-tuber, Control Rod Drive) och 64 st instrumentledrör. Motsvarande siffror för OL 1&2 är 121 och 50. Vattenmängden, avstånden till botten och antalet genomföringar varierar något, men genomföringarnas konstruktion (helt vattenfylld eller en vattenfylld yttre annulär spalt) och övriga förhållandena är likartade i alla nordiska BWR.

Flera småskaliga experiment, se ref. 3.1-6, och inte minst TMI-2 olyckan, se ref. 3.1-8, visar att en del av härds smältan rinner ner till reaktortankens botten och fragmenteras där i den djupa vattenvolymen och bildar en bädd av partiklar (rasbädd). Experimenten, se ref. 3.1-1, visar också att det finns goda chanser för att tankbottens genomföringar överlever detta förlopp och sannolikheten att härds smältan eller härdresterna kan hållas kvar i reaktortanken förefaller vara stora.

För att kunna bevara reaktortankens integritet, måste man kunna kyla bort resteffekten från rasbädden. För att en bädd skall anses vara kylbar, får någon återsmältning ej inträffa. Kriteriet för detta har definierats som att någon torrkokning (dryout) ej får erhållas i bädden. Värmeflödet då sådan torrkokning erhålles benämns kritiskt värme flöde (CHF=Critical Heat Flux eller dryout värme flöde). I vissa bäddar visar det sig att återsmältning ej inträffar trots att torrkokning har erhållits, d.v.s. bädden är fortsatt kylbar. Det ovannämnda kriteriet anger således det lägsta värme flöde där bädden säkert är kylbar.

Beträffande kylningen av en värmealstrande bädd, presenteras en mycket omfattande litteraturstudie i ref. 3.1-6. En av slutsatserna av studien är att, se ref. 3.1-7, Lipinski's modell är den som i särklass ger bästa överensstämmelsen med experimentresultaten för att prediktera global dryout. Lipinski's modell gäller för en homogen bädd utan inre strukturer. I verkligheten är reaktortankens botten penetrerad av hundratals vattenfyllda rör och en viktig fråga är hur dessa rör påverkar den långsiktiga kylbarheten av en värmealstrande rasbädd. Detta har studerats i detalj vid KTH.

3.1.1. Grunddata för en härds smälta

Grunddata för en härds smälta bestäms utifrån materialmängden i reaktortankens härdregion. Materialmängden och materialsammansättningen varierar något, beroende på reaktorernas aktuella bränsletyp. Nedanstående värden i Tabell 3.1.1 är tagna från Ref. 3.1-4. I beräkningarna har man utgått från SVEA-100 bränsle.

Tabell 3.1.1 Grunddata för en härdsmäla

	F3 / O3 [10 ³ kg]	OL 1&2 [10 ³ kg]	Fördel-ning [%]
Total massa av UO ₂	143	104,3	59
Total massa av Zr i kapsling	32,3	22,2	13
Total massa av Zr i boxar	21,1	13,7	8
Total massa av SS i styrstavar och boxar, fjädrar	38	27	16
Total massa av bor i styrstavar	2	1,3	1
Total massa av patronuppställningsplatta	8	6	3
Summa	245	175	100

Tabell 3.1.2 Övriga data för en härdsmäla

	F3 / O3	OL 1&2
Medeldensitet kg /m ³	8,8 10 ³	8,8 10 ³
Volym vid 0% porositet [m ³]	28	20
Volym vid 20% porositet [m ³]	35	25
Volym vid 40% porositet [m ³]	46,7	33,3
Dimensionerande värmeproduktion (80 % av resteffekten vid 1,4 h efter snabbstopp. Relativ resteffekt 1,22 %) [MW]	32	24

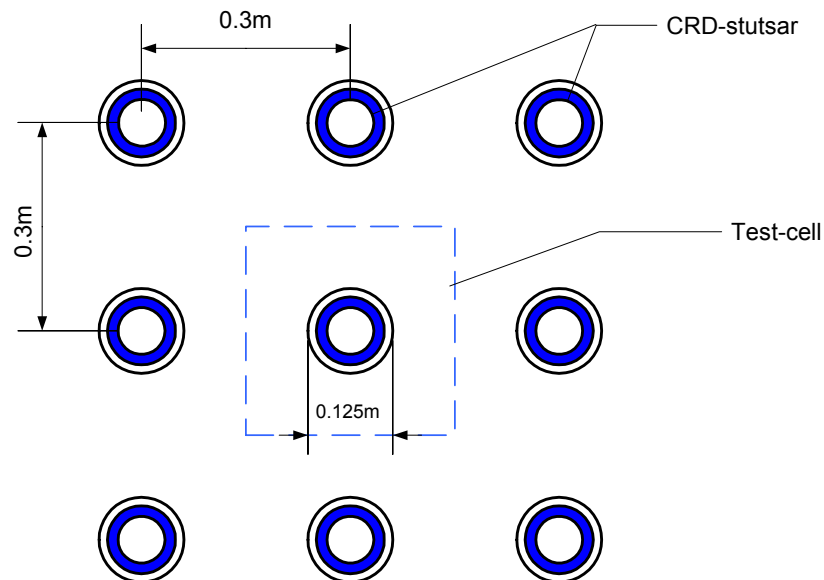
Materialmängden ovan är en bedömd maximal materialmängd som skulle kunna förflytta sig från härddregionen till reaktortankens botten. Medeldensiteten beräknades med hjälp av den procentuella fördelningen av de inblandade materialen. Den beräknade medeldensiteten stämmer bra överens med TMI-2 fallet, se ref. 3.1-8. Vid olyckan i TMI-2 hade 19-ton material förflyttats till tankens botten. Detta utgjorde 15 % av den totala materialmängden i härden. Från ref. 3.1-8 framgår det också att materialets medeldensitet i tankbotten var $8,4 \cdot 10^3$ kg/m³ ($\pm 0,6 \cdot 10^3$ kg/m³) och materialets medelporositet var 18 %, (± 11 %). Porositeten 20 % i tabell 3.1.2 valdes som ett något högre värde än medelvärdet i TMI-2. Den högre porositeten (40 %) i tabell 3.1.2 är högre än den teoretiska porositeten hos ett material bestående av runda kulor med en och samma diameter. Detta värde kan betraktas som det högsta möjliga medelvärdet som kan eventuellt förekomma hos ett smält och återstelnat material.

Den dimensionerade värmeproduktion i rasbädden har beräknats till 32 MW och 24 MW för F3/O3 respektive OL 1&2 enligt tabell 3.1.2. Dessa värden motsvarar ca 80% av resteffekten vid 1,4 timmar efter snabbstopp. Referensen 3.1-4 anger 1,4 timmar som tidpunkt för den första omflyttningen av en liten del av smältan till tankbotten i fallet F3/O3. En motsvarande analys för OL 1&2, med ett annat beräkningsverktyg gav över 4 timmar som tidpunkt för den första omflyttningen – i och för sig då en större del av smältan - till tankbotten. Ännu en annan referens, se ref. 3.1-4, anger 2-3 timmars avkokningstid innan signifikanta härdsador inträffar och en ytterligare tid på 0,5 - 1 timmar för nedsmältning. I genomsnitt ger detta ~3 timmar för tidpunkten till flyttning av smältan till tankbotten.

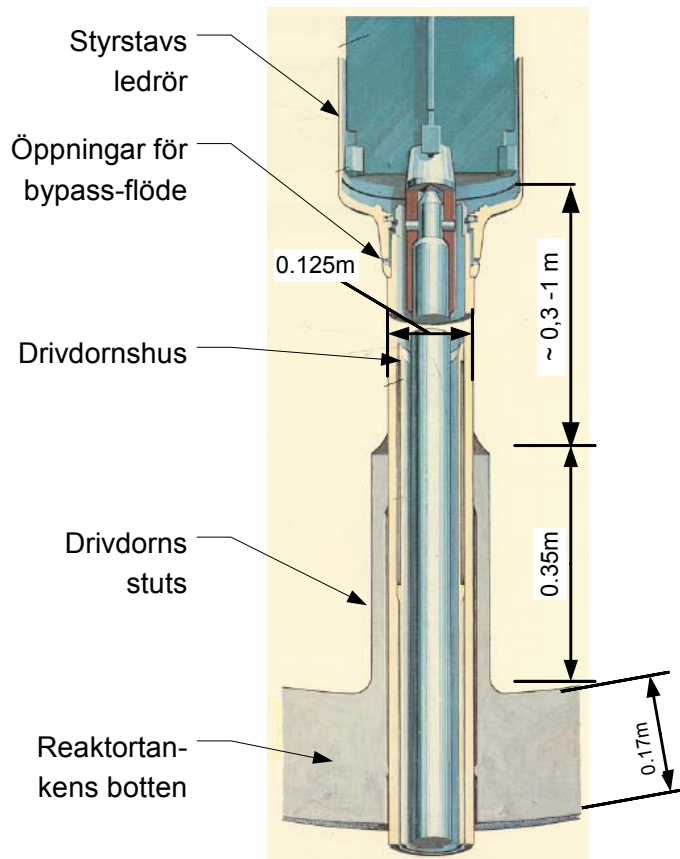
Man kan konstatera att analysen av de komplicerade härdsälteförloppen i reaktortanken, som har stor betydelse för kylbarhet och ev. genomsmältning, är dock - även med de gjorda framstegen - fortfarande mycket osäker. Den valda tidpunkten 1,4 timmar anses vara en konservativt (för tidigt) valt värde, och 80 % av resteffekten på hela härden anses vara ett för högt valt värde, i och med att det motsvaras av att hela härden har flyttats till tankbotten med undantag av några få ämnen som befinner sig på andra ställen (i huvudsak ädelgaser och jod).

3.1.2. Småskaliga experiment i POMEKO och COMECO anläggningar

Drivdonshusgenomföringarna i reaktortankens botten bildar ett regelbundet och symmetriskt mönster. Figur 3.1.1 visar ett exempel på detta mönster. En enhetscell är markerad med streckad linje. Denna cell är upprepad många gånger, där antalet beror på antalet styrvavsgenomföringar. En sådan cell med symmetrirandvillkor (inget nettovärmefflöde) ligger till grunden för KTH's POMEKO (Porous Media COolability) och COMECO (CORium MELt COolability) testanläggningar.



Figur 3.1.1. Skiss över delar av drivdonsmönstret i reaktortankens botten.



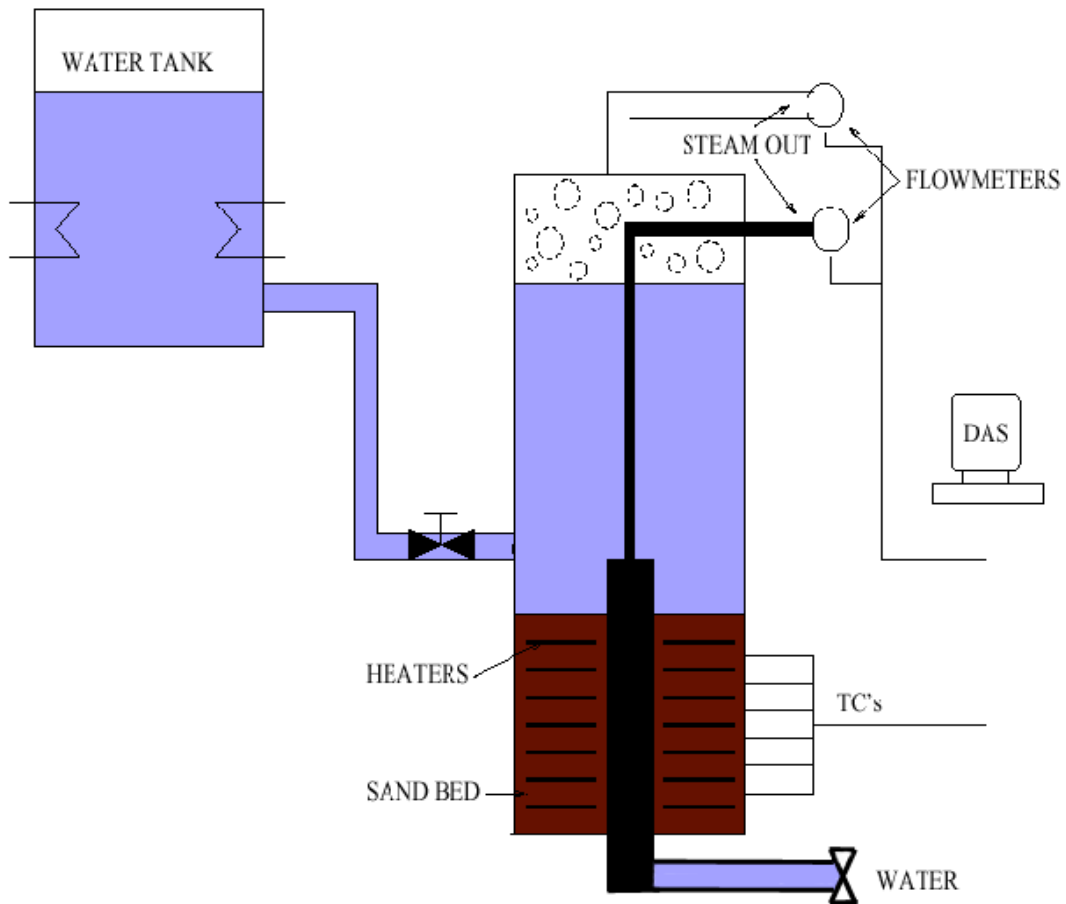
Figur 3.1.2. Vertikal skiss över utformningen av en styrstavs genomföring i reaktortankens botten.

Figur 3.1.2 visar en skiss över ett vertikalt snitt över en drivdonshusgenomföring i närheten av reaktortankens botten. KTH:s POMEKO testanläggning var konstruerad för att undersöka smältans kylbarhet, se ref. 3.1-2. Liknande testrigg har använts i de nu aktuella testerna. Mätresultaten, testanläggningen och testproceduren är beskrivna mer i detalj i ref. 3.1-3. Testanläggningens principskiss framgår av figur 3.1.3.

Testsektionen är ett cylindriskt rör (markerad med det tjocka svarta fältet i figur 3.1.3), som motsvarar drivdonshuset i figurerna 3.1.1 och 3.1.2. Rörets tvärsnitt motsvarar tvärsnittet av ett av de rör som visas i figur 3.1.1. Sandbädden utanför testsektionen motsvarar den tänkta stelnade och fragmenterade härdmältan. Sandbäddens höjd var 0,37 m i testerna, men grusbäddens höjd i reaktortanken kan nå högre (~1,8 m) än den höjd där drivdonshuset övergår till styrstavsledrör (1,35 m från tankbotten). Värmegenereringen i bädden ("decay heat") ~1 MW/m³ motsvarar det som kan förväntas ca 1,5 timmar efter snabbstopp.

Uppvärmningen och värmegenereringen har åstadkommit med elektriskt uppvärmda värmelement. Från testsektionen fortsätter ett tunnare rör genom vattnet, vilket representerar ett styrstavsledrör. Detta har i verkligheten en mycket större diameter än drivdonshuset (se figur 3.1.2). I modellen har man ersatt styrstavsledröret med ett litet rör. Funktionen för detta rör i modellen är endast att

kunna separera det värmeflöde från rasbädden som går direkt in i drivdonshuset från det som lämnar bädden via den övre horisontella ytan. Det existerande bypasshållet genom styrstavsledröret finns också med i modellen.



Figur 3.1.3. Principskiss av KTH's testanläggning (POMEKO)

Vattnets temperatur och flöde (\dot{m}) genom en drivdon vid normala förhållanden varierar beroende på reaktoranläggning. Typiska värden är $\dot{m} = 0.0625$ kg/s och vattentemperatur 140°C . Vattentemperaturen under testerna har varit 85°C och drivdonsflödet har varierats mellan 0,00625 och 0,0625 kg/s.

I KTH:s COMECO testanläggning har partikelbädden ersatts med en "melt cake", d.v.s. ett material som var avsedd att simulera återsmälta härdrester eller härdrester som av någon anledning kom ofragmenterade till tankbotten. Att använda samma material som riktiga härdrester skulle bestå av, d.v.s. Corium med prototypiskt material, kan inte göras direkt i en enkel testanläggning p.g.a. hanteringsproblematiken och de höga temperaturerna. Istället använder man ett s.k. simulat material som i många avseenden liknar coriumet, men materialet är mera hanterbart. Kalcium- och vismutoxid ($\text{CaO} - \text{B}_2\text{O}_3$, 30 - 70 w%) har använts som simulat material, eftersom dess volymetriska värmekapacitet och bundna smältvärme överensstämmer bra med coriumet. De största skillnaderna i

materialegenskaperna är smältpunkten 1300 K istället för 2700 K och värmeledningstalet 3 W/m K istället för 10 W/m K.

Målet med COMECO-testerna var också att undersöka hur smältans/coriumets kylbarhet påverkades av drivdonsgenomföringar. Mätresultaten, testanläggningen och testproceduren är beskrivna mer i detalj i ref. 3.1-9.

3.1.3. Genomförda experiment i POMECO-anläggningen

Det viktigaste syftet med experimentet var att mäta hur mycket värme som kunde föras bort från bädden via drivdonshuset och från den fria vattenytan vid olika situationer och att utreda hur drivdonshusens existens förändrar den långsiktiga kylbarheten av en värmealstrande rasbädd.

Två typer av mätningar har genomförts: (1) torrkoknings- ("dryout") och (2) snabbkylningsexperiment ("quenching").

- Under torrkokningsexperiment mätte man det kritiska värmeflödet, d.v.s. den minsta värmeeffekt som leder till att bäddens temperatur snabbt ökar från vattnets mättnadstemperatur till högre temperaturvärden. Det kritiska värmeflödet mättes vid olika vattenflöden genom drivdonen.
- Under snabbkylningsexperiment mätte man den tid som det tar för att kyla en torr bädd med vatten genom drivdonsgenomföringen.

Mätningar med snabbkylningsexperiment har använts för att indirekt bekräfta resultaten av mätningarna med torrkokningsexperiment.

De viktigaste parametrarna som uppmättes var:

- bäddens temperatur
- tillförd effekt
- bortförd effekt, d.v.s. ångflödet som lämnar testanläggningen. Mätningen av det bortförda värmeflödet är uppdelad i två delar: (1) innanför styrstavsledröret, d.v.s. det värmeflöde som går direkt in i drivdonshuset, och (2) det värmeflöde som förs bort genom bäddens övre yta.

Skillnaden mellan tillförda och bortförda värmeeffekt ger upplysning om testriggens förluster.

Torrkokningsexperiment ("dryout")

Man mätte CHF (Critical Heat Flux) från en antagen partikel bädd i följande situationer:

- Röret i mitten är luftfyllt och ingen CRD-flöde leddes genom röret. Detta fall var tänkt att representera ett jämförelse fall mot de tidigare genomförda experimenten. Tidigare, se ref. 3.1-2, har man genomfört experiment utan att någon tub var inmonterad i bädden.
- Röret i mitten är vattenfyllt och normalt CRD-flöde leddes genom röret. Detta fall var tänkt att representera de förhållanden som finns normalt i reaktortankens botten. Som en parameterstudie minskades CRD-flödet först

till en tiondel av normalt flöde och sedan stängdes flödet av helt. Samtidigt som flödet stängdes av helt, öppnades de bypasskanalerna som finns på drivdonshusets vägg och drivdonshuset vattenfylldes den vägen.

- CRD-tuberna antogs vara avslagna under vattennivån och inget CRD-flöde leddes genom röret. Detta fall var tänkt att representera de tänkta förhållandena när det finns vatten i tankens nedre del. Vattnet kunde med andra ord flöda in via bypasshålerna och via CRD-tubernas topp.

Mätningarna genomfördes med olika bäddsammansättning och resultaten av mätningarna framgår av tabell 3.1.3. Torrkokning inträffade endast i experimentserie 3, när bäddens parametrar har anpassats till testanläggningens möjligheter. Tabellen visar att drivdonsgenomföringarna ökar marginalerna mot torrkokning med ungefär 110 kW/m^2 . Detta värde är ett genomsnittsvärde för testerna DRC-3.2 och 3.3 och har erhållits med en effektiv drivdonshuslängd på 0,37 m. Med en bäddhöjd på 1 m, innebär detta att ca 30 kW kan kylas bort via ett drivdonsledrör.

Experimentserierna visar att ju mer kokning inträffar i drivdonshuset, desto större värme kan föras bort via den. Det teoretiska maxvärdet inträffar när allt drivdonsslöde kokas bort. Uppvärmningslängden till kokning beror på flödets storlek och detta är mycket kortare när flödeshastigheterna är lägre. Förhållandet mellan uppvärmningslängden till kokning och värmeflödet genom drivdonshusets vägg för två olika flöden visas i figur 3.1.4. Figuren visar att ju mindre flöde, desto större chans till att kokning inträffar under den korta uppvärmda delen av drivdonshuset. Detta är förklaringen till det paradoxala resultatet att de största effekterna före torrkokning uppmättes när flödet till drivdonshuset var lägst, d.v.s. när vatten kom in i drivdonshuset endast genom bypasshålens öppningar, se test DRC-3.4 i tabell 3.1.3. I detta fall har en större del av drivdonshusets låga flöde hunnit värmas upp till kokning och kokningen i drivdonshuset är den mekanism som transporterar bort mest värme från rasbädden.

Tabell 3.1.3. Sammanfattning av KTH:s mätresultat för torrkokningsexperiment

Test	Flöde genom CRD-tuben och vattnets temperatur vid inloppet		Torrkokningseffekt uppmätt i experimentanläggningen	Uppskattad kyleffekt i CRD-tuben	Torrkokningseffekt beräknad enligt ref. 3.1-7	Bäddens genomsnittliga parikeldiameter	Genomsnittlig porositet
	Kg/s	°C					
DRC-1.1	-	-	>327	129 ⁴	932	1,9	40
DRC-1.2	0,0625	10	>327	145 ⁴	932	1,9	40
DRC-1.3	0,0625	85	>327	162 ²	932	1,9	40
DRC-2.1	-	-	>327	124 ⁴	226	1,0	36
DRC-3.1	-	-	133	82 ⁴	51	0,8	26
DRC-3.2	0,0625	85	154	103 ³	51	0,8	26
DRC-3.3	0,00625	85	166	115 ³	51	0,8	26
DRC-3.4	Flöde in endast genom ”bypass”-hålen		275	275 ⁵	24,6 ⁵	0,8	26
DRC-3.5	Avslagna CRD-tuber - helt öppet övre tvärsnitt		251	251 ⁵	22 ⁵	0,8	26

¹Torrkokningseffekten har omräknats till rasbäddens fria area utanför drivdonshuset. ²Mätt vid testriggens maximala värmeeffekt. ³Beräknad som skillnaden mellan den uppmätta torrkokningseffekten och den som är beräknad enligt ref. 3.1-7. ⁴Uppskattad från jämförelser mot tidigare mätningar. ⁵Bypasshållets storlek begränsade flödet in i CRD-tuben.

Utgående från de sista två raderna i tabellen (3.4 och 3.5) kan värmebortförelsen från drivdonen för en rasbädd med höjden 0,37 m uppskattas till 300 kW/m².

Sammanfattningsvis kan man säga att experimenten visar att styrstavsgenomföringarnas existens med normalt drivdonshusflöde ökar rasbäddens kylbarhet med ~ 9 kW per drivdonshus jämfört med om de inte skulle finnas i rasbädden. Om vatten når styrstavsledrörens inre endast genom bypasshållet ökar ett styrstavsledrörs kylande effekt till ca 25 kW.

Drivdonshusets längd i testanläggningen var 0,37 m. Med ett ingenjörsmässigt antagande att kyleffekten är linjärt med drivdonshusets längd (detta har inte undersökts i de här genomförda testerna) är totala kyleffekten hos ett verkligt styrstavsledrör approximativt 3 gånger större. Endast kyleffekten via drivdonshuset kan vara beroende på drivdonshusets längd. Att kyleffekten från det fria området utanför drivdonshuset är i praktiken oberoende av bäddhöjden är bekräftad av flera andra undersökningar, se ref. 3.1-7.

Bidraget från värmeflödet genom drivdonen blir för F3/O3 med normalt drivdonsflöde $27 \cdot 169$ kW eller ca 54,5 MW. Utan drivdonsflöde men med vattenpåfyllning genom bypasshålen blir det totala värmeflödet $75 \cdot 169$ kW eller 12,7 MW. Detta ska jämföras med det totala kylbehovet som är 32 MW.

Snabbkylningsexperiment ("quenching")

Utöver torrkokningsexperiment har man genomfört tre typer av snabbkylningsexperiment med samma testanläggning. Experimenten gick ut på att först värma upp sandbädden till 450 - 500° C utan vatten och sedan kyla ner den med olika flöden genom drivdonshuset. Resultaten från dessa experiment stämmer väl överens med det som har erhållits i torrkokningsexperimenten.

I anläggningen uppmätt ångflöde vid torrkokning motsvarade bara en bråkdel av det normala drivdonsflödet. Detta betyder att endast en liten del av drivdonsflödet kokades bort under experimenten och de redovisade kritiska värmeflöden vid torrkokning är också mycket lägre än i det ovanstående exemplet. Man måste komma ihåg att bäddens höjd var 0,37 m i experimentanläggningen, men rasbäddens höjd kan vara mer än 5 gånger högre i en verklig reaktor. Uppvärmningskapaciteten i POMEKO-anläggningen var 44 kW vilket motsvarade ett värmeflöde på 360 kW/m^2 relaterad till anläggningens testbädd.

Den prototypiska bäddens genomsnittliga partikelstorlek är 1,9 mm enligt ref 3.1-6. Det kritiska värmeflödet för en sådan bädd är 932 kW/m^2 enligt ref. 3.1-7, d.v.s. mycket större än det man kunde åstadkomma i POMEKO-anläggningen. Testerna för torrkokning genomfördes därför med partikelbäddar med genomsnittliga partikelstorlekar på 0,8 mm och 1 mm, vilket är mindre än den prototypiska storleken. Valet av bäddens parametrar behövde anpassas något till anläggningens möjligheter, men mätningarnas relativa effekt, d.v.s. hur mycket värme som kyls bort genom bäddens övre yta och via drivdonens yta, förväntas vara oförändrad.

3.1.4. Genomförda experiment i COMECO-anläggningen

Totalt har man genomfört tre experimentserier i COMECO-anläggningen. Det viktigaste syftet med experimentet var att undersöka hur en "melt cake" kan kylas ned med hjälp av drivdonsgenomföringarna och hur mycket värme kunde föras bort genom själva drivdonsgenomföringen och genom den fria arean mellan drivdonsgenomföringarna.

Drivdonsflödets storlek har varierats och konsekvenserna för flödning av smältan uppifrån har undersökts. Undersökningarnas resultat för ett experiment (CT-3) är sammanfattade i Tabell 3.1.4 och liknande resultat har erhållits i de övriga genomförda experimentfallen.

Den fria övre arean i COMECO-anläggningen var $0,038 \text{ m}^2$ och den effektiva drivdonshuslängden var 0,3 m. Det kritiska värmeflödet från en horisontell plattvärmare är 1100 kW/m^2 , se ref. 3.1-10, under atmosfäriska förhållanden, vilket motsvarar ~ 42 kW effekt räknat på COMECO-anläggningens fria horisontella yta. Liknande eller högre värden mättes upp i anläggningen, se tabell 3.1.4. De högre värdena beror förmodligen på att värme från anläggningens

vertikala ytor har bidragit till värmeproduktionen. Detta märks speciellt vid flödningen uppifrån där de uppmätta värdena ligger runt 150 kW/m² under experimentets fas 5.

Värmeflödet från den horisontella utanför drivdonshuset under experimentets fas II och IV begränsades av den begränsade vattenmängden, eftersom nedjusterat drivdonsslöde testades under dessa faser.

Det minsta uppmätta värmeflödet från CRD-tuben enligt Tabell 3.1.4 är 15 kW och testanläggningens längd var 0,3 m. Med ett ingenjörsmässigt antagande att kyleffekten är linjärt med drivdonshusets längd (detta har inte undersökts i de här genomförda testerna) kan denna kyleffekt approximeras till ~50 kW/m drivdonshus, dvs. något högre än det som har erhållits i POMEKO testerna. Dessa högre uppmätta kyleffekter kan förklaras med att bäddtemperaturerna är mycket högre i COMECO-testerna och att den uppmätta kyleffekten förväntas att sjunka successivt i och med att temperaturerna i anläggningen långsamt sjunker.

Tabell 3.1.4: Sammanfattning av KTH:s experimentresultat för kylning av "melt-cake"

CT-3 Exp. fas	Flöde genom CRD-tuben och vattnets temperatur vid inloppet		Flödning från den övre tanken	Värmeflöde via CRD-tuben	Värmeflöde genom den övre fria arean utanför CRD	Totalt värme-flöde
	[g/s]	[°C]				
I	62.5	12	Nej	27	38	78-120
II	6.25	12	Nej	37	22	20
III	62.5	95	Nej	40	15	30-80
IV	6.25	95	Nej	37	25	18
V	6.25	95	Ja	40	18	50-150

De uppmätta temperaturerna under experimentets fas IV och fas V visar att snabb avkylning erhålls endast i coriumets övre toppskikt. Man kan förutsätta att liknande snabb avkylning erhålls runt drivdonsgenomföringen också, men i mitten av coriumet är avkylningen mycket långsam. Någon fullständig avkylning har inte erhållits under experimenten. Anläggningen kylde ner endast när uppvärmningen (som simulerade resteffekten) stängdes av. Den långsamma avkylningen kan förklaras med coriumets låga värmeledningstal och att en ogenomträngligt krusta har formats runt det varma coriumet. Liknande resultat har erhållits i MACE-experimenten med UO₂-ZrO₂ smälta.

3.2. REAKTIONER AV JOD OCH METYLJODID MED REAKTIVA METALLER I INNESLUTNINGEN

Frågorna kring jod och jodföreningars beteende såväl vid normal drift av en kärnkraftsreaktor som vid haverier är fortfarande mycket aktuella idag. Det ännu pågående Phebus FP projektet har t.ex. visat att inte all jod binds till cesium vilket under många år var den dominerande teorin vad gäller jod och haverisituationer.

En av de frågor som har undersökts mycket lite, i princip inte alls, är hur flera av de olika metallytor som finns i reaktorinneslutningen hos en kokvattenreaktor interagerar med organiska och oorganiska jodspecier. I en typisk kokvattenreaktor är t.ex. nedblåsningsrören i kondensationsbassängerna täckta med aluminiumplåtar och många andra konstruktioner är galvaniserade, dvs. täckta med ett lager zink. Försök genomförda både vid Kjemisk Institutt i Oslo, se ref. 3.2-1, och vid VTT Energy i Finland, se ref. 3.2-2, har visat att pyrolys av den stora mängd kablar som finns placerade under reaktortanken i en kokvattenreaktor kan orsaka stora pH-förändringar vid ett haveri. Denna kabelpyrolys kommer också få till följd att stora mängder koppar i kablarna smälter och frigörs som aerosoler i inneslutningen.

Inom EU pågår ett projekt – ICHEMM (Iodine Chemistry and Mitigation Mechanisms) – där beteendet hos organiska- och oorganiska jodföreningar i närvaro av bl.a. olika färger och höga stråldoser studeras. Som en del i detta projekt har Chalmers tekniska högskola i Göteborg gjort studier på jodföreningars reaktioner med koppar, zink och aluminium under de betingelser som råder vid ett haveri i en kokvattenreaktor. Tre olika experimentserier genomfördes: Den första serien studerade reaktioner mellan gasformig jod, I_2 , och metaller, den andra serien studerade reaktioner mellan jod och metaller i vatten och den tredje serien studerade reaktioner mellan metyljodid, CH_3I , och metaller i gasfas.

Från svensk sida finansieras projektet av APRI-4.

3.2.1. Apparatur

Försöksutrustningen skiljde sig något åt för respektive experimentserie.

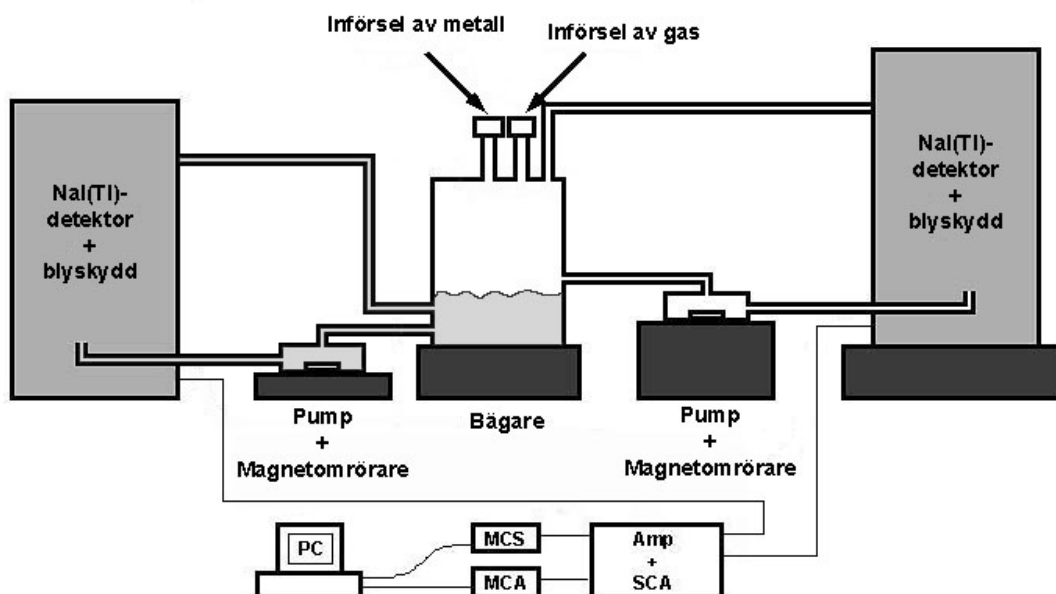
För studierna av jods reaktioner med metaller i gasfas konstruerades en helt ny experimentutrustning vid Institutionen för Kärnkemi, Chalmers. Apparaturen kan sägas motsvara en nedskalad modell av reaktorinneslutningen hos en kärnkraftsreaktor av kokvattentyp. Idén med apparaturen var att kunna studera reaktionsförloppen on-line, dvs. att fortlöpande kunna följa hur jodkoncentrationerna i gas- och vattenfas förändrades med tiden när reaktioner mellan jod och metall ägde rum. Alla försök utfördes därför med I_2 märkt med den radioaktiva isotopen ^{131}I , för att på så sätt kunna följa och detektera jodspecierna med detektorer placerade utmed rör med strömmande gas- och vatten.

Apparaturen konstruerades helt i glas och vissa detaljer tillverkades för hand av institutionens egen glasblåsare. Hjärtat i anläggningen är en 700 ml glasbägare med avtagbart lock. Locket har fem öppningar där vatten, gas och metallprover kan föras in och ut under försökens gång. Under ett försök är bägaren till 1/3 fylld

med vatten och gasfasen består till största delen av kvävgas för att efterlikna förhållandena i en kokvattenreaktor.

På bägarens nedre del samt mitt på bägaren finns in- och utlopp för gas och vätska. Respektive fas transporteras i glasrör med hjälp av pumpar drivna av magnetomrörare. Glasrören passerar flera varv runt varsin natriumjodiddetektor (NaI(Tl)) där aktiviteten i respektive ström registreras. Detektorerna är kopplade till datorer som räknar antalet registrerade pulser per minut vilket efter beräkningar omvandlas till koncentrationen av jod i gas- respektive vattenfas per tidsenhet.

Hela apparaturen är inbyggd i en temperaturbox konstruerad av trä och plexiglas. I boxen finns en värmefläkt som kan reglera temperaturen i apparaturen med ett par graders noggrannhet.



Figur 3.2.1: Apparatur för experiment med I_2 och metaller i gasfas.

Den enda modifiering som gjorts av apparaturen under försökens gång är att den glasinkapslade omrörarmagneten som cirkulerar gasfasen byttes mot en magnet inkapslad i PEEK (Poly Ether Ether Ketone). Mätningar visade att PEEK upptog en försumbar mängd jod under försökens gång.

Experimenten med I_2 och metaller i vatten, samt med CH_3I och metaller i gasfas genomfördes i en något enklare apparatur. Här användes enbart en bägare av samma modell som ingick i apparaturen beskriven ovan, i vilken infördes metaller, vatten och jodgas. Mätningarna av adsorberad mängd jod på metallerna skedde med hjälp av HPGe-detektorer efter att metallproverna tagits ur bägaren.

För experimenten med I_2 och metaller i vatten fylldes hela bägaren med vatten, jodgas bubblades ner i vattenfasen och löste sig i denna, varefter de olika metallproverna sänktes ner i vattenfasen.

För experimenten med CH_3I och metaller i gasfas fylldes $\sim 1/3$ av bägaren med vatten, CH_3I droppades ner i vattenfasen för att under en timmes tid lösa sig i vattnet och etablera en jämvikt mellan gas- och vattenfas, varefter de olika metallproverna placerades i gasfasen..

3.2.2. Experiment

Jodkoncentrationen i inneslutningen vid ett haveri har uppskattats till $2.5 \cdot 10^{-5}$ M genom beräkningar på bränslesammansättningen. Alla experiment med jod och metaller har genomförts med jodkoncentrationer i den storleksordningen. Vattenvolym, gasvolym samt metallareor har också valts så att de motsvarar proportionerna i en typisk kokvattenreaktor, se tabell 3.2.1. Övriga betingelser som råder i en kokvattenreaktor har försökt att efterliknas så långt som möjligt i experimenten, dvs. syrehalten har hållits låg och fuktigheten i gasfasen har varit hög.

I några experiment har pH-värdet i vattenfasen varierats med hjälp av buffrande lösningar. Efter varje experiment slut har pH-värdet kontrollerats och funnits vara oförändrat, både i de experiment där buffring genomförts och i de där ingen buffert har tillsatts.

Tabell 3.2.1: Dimensioner för de olika experimenten. V_{gas} och V_{aq} är gas- respektive vätskevolymen i bägaren samt glasrören (i de experiment där rören ingick i apparaturen), V_{tot} är den totala volymen (gas + vätska). A_{Zn} , A_{Al} och A_{Cu} är metallareorna.

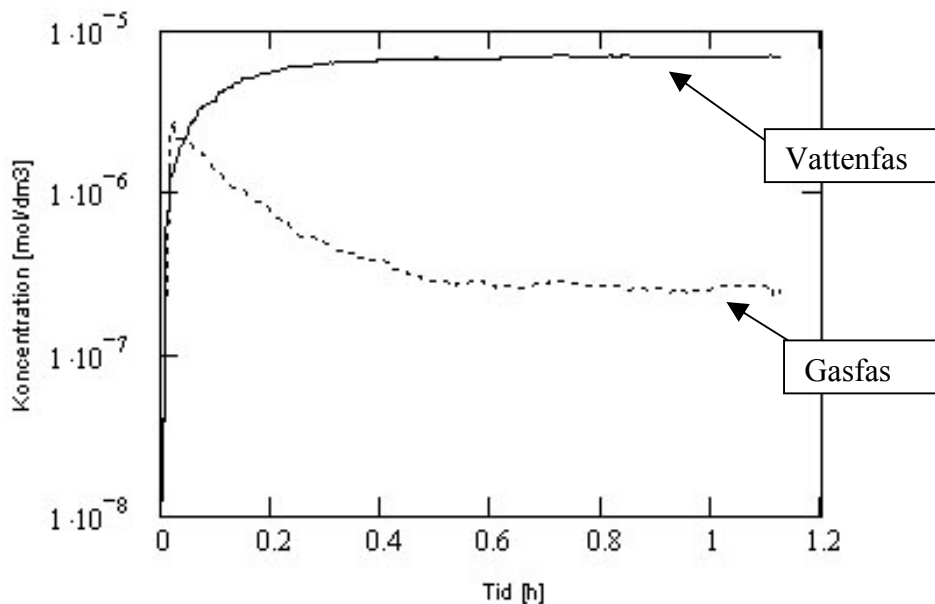
	V_{gas}	V_{aq}	V_{tot}
Experiment med I_2 och metaller i gasfas	723 cm ³	290 cm ³	1013 cm ³
Experiment med jod och metaller i vatten	-	668 cm ³	668 cm ³
Experiment med CH_3I och metaller i gasfas	480 cm ³	188 cm ³	668 cm ³
Alla experiment	A_{Zn} 4.63 cm ²	A_{Al} 8.77 cm ²	A_{Cu} 0.99 cm ²

3.2.3. Experiment med I_2 och metaller i gasfas

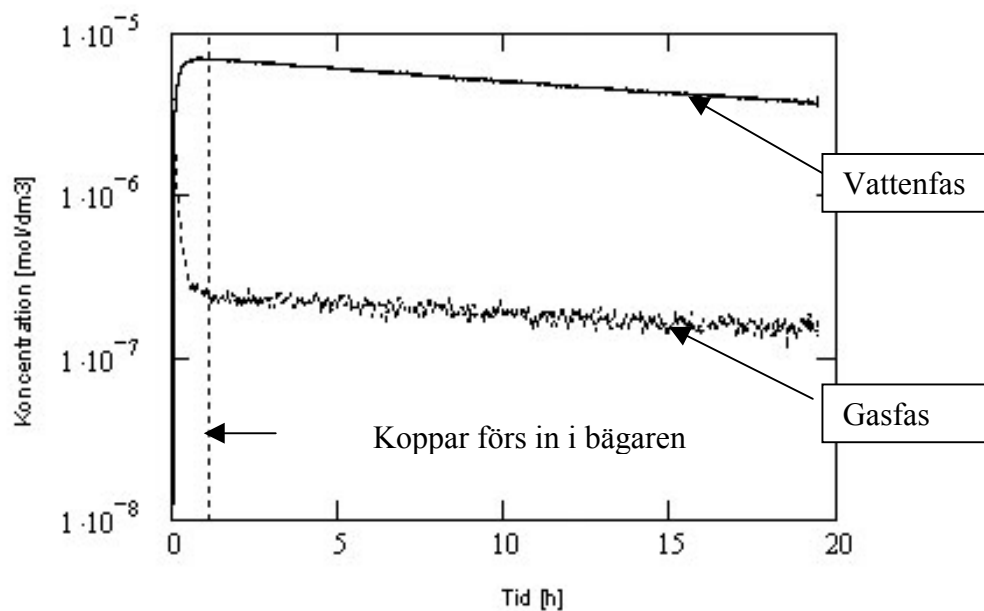
En serie experiment genomfördes där jodgas fick reagera med koppar, zink och aluminium. Förutsättningarna var olika för olika försök då pH i vattenfasen och temperaturen i både gas- och vattenfas varierades.

I samtliga experiment blåstes jodgas med hjälp av ett kvävgasflöde in i bägaren och jämvikt för jod mellan gas- och vattenfas inväntades.

När jämvikt etablerat sig (efter ca 1 h) fördes metallprovet in genom en av öppningarna i bägarens lock. Metallprovet var fastsatt på en specialtillverkad glaskrok som hängdes ner i gasfasen. Vanligtvis pågick ett experiment ca 20 h.



Figur 3.2.2: Jodkoncentrationen i vatten- och gasfas. Jämvikt mellan faserna är uppnådd efter ca 1 h.



Figur 3.2.3: Jodkoncentrationen i vatten- och gasfas. Den vertikala streckade linjen visar när ett kopparprov förs in i bägaren. Försöket utfört vid 25 grader och pH 7.

I den serie av experiment som utfördes vid 25 grader varierades pH-värdet i vattenfasen mellan pH 2, pH 7 och pH 10. Vid pH 2 noterades en högre jodgaskoncentration än vid pH 7 till följd av ökad oxidering av jodidjoner till jodgas, I₂, som delvis övergår till gasfasen. Härigenom exponeras en större andel jod för metallerna i gasfasen och ur data kan också noteras en något större sänkning av den totala jodmängden vid pH 2 för koppar- och zinkexperimenten efter 15 h. Aluminiumexperimenten visar en mycket större spridning i data troligtvis pga. olikheter mellan metallproven.

Tabell 3.2.2: Procentuell minskning av totala jodmängden i systemet efter reaktion med metaller i 15 h. Experiment utförda vid 25°C.

Vattnets pH	Metall	Minskning av totala jodmängden efter 15 h
2	Cu	46 - 55 %
	Zn	79 - 81 %
	Al	36 - 51 %
7	Cu	41 - 48 %
	Zn	59 - 70 %
	Al	17 - 48 %

För de experiment som utfördes vid pH 10 kunde endast en mycket låg jodgaskoncentration detekteras. Jod reducerades här närmast kvantitativt till vattenlösliga jonspecier som stannade i vattenfasen och därför inte fanns tillgängliga för reaktioner med metallerna. Härigenom kunde inte heller någon minskning av den totala jodmängden i systemet observeras.

P.g.a. experimentella problem kunde inte *förändringen* av jodgas-koncentration under experimentens gång beräknas från denna serie experiment.

Experimentserien där systemets temperatur hölls vid 50 grader utfördes bara med vattenfas hållande pH 7. Den totala mängden jod i systemet sjönk under 15 h med omkring 80 % vid kopparexperimenten, omkring 90 % vid zinkexperimenten och över 90 % vid aluminiumexperimenten. Metallareorna ökar i nämnda ordning (se tabell 3.2.1). Förändringen av jodkoncentrationen i enbart gasfasen följde samma mönster och var av samma storleksordning.

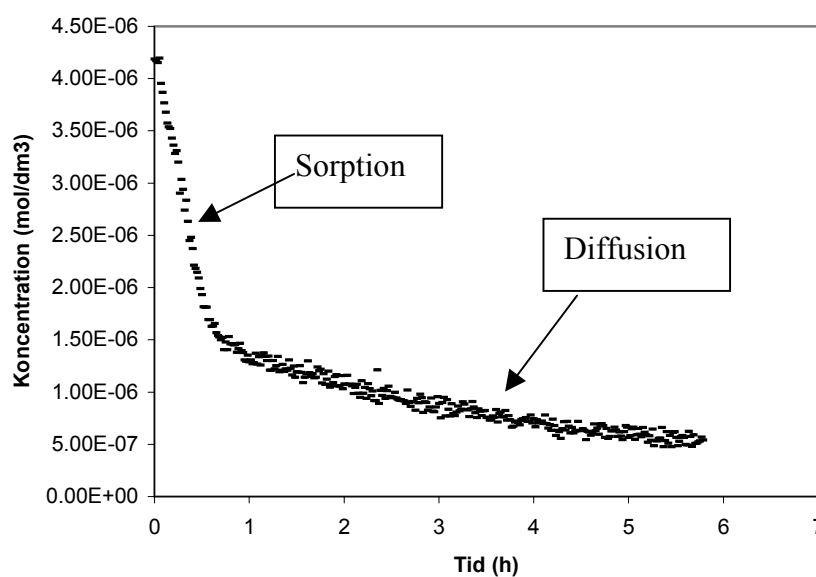
Tabell 3.2.3: Procentuell minskning av totala jodmängden i systemet efter reaktion med metaller i 15 h. Experiment utförda vid 50°C.

Vattnets pH	Metall	Sänkning av totala jodmängden efter 15 h
7	Cu	77 - 84 %
	Zn	89 - 91 %
	Al	91 - 96 %

Tabell 3.2.4: Procentuell minskning av jodkoncentrationen i gasfas efter reaktion med metaller i 15 h. Experiment utförda vid 50°C.

Vattnets pH	Metall	Sänkning av jodkoncentrationen i gasfas efter 15 h
7	Cu	73 - 84 %
	Zn	83 - 91 %
	Al	82 - 97 %

En viktig observation som gjordes under experimenten vid 50 grader var att efter metallprovets införande i systemet skedde initialt en mycket snabb sänkning av jodgaskoncentrationen under några tiotal minuter följt av en långsammare sänkning av densamma. Detta tyder på att det först sker en sorption av jod på den rena metallytan till dess att ett skikt av respektive metalljodid (CuI , ZnI_2 , AlI_3) har bildats, vilket resterande jodgasmolekyler måste diffundera igenom för att nå metallytan – en mycket långsammare process. På grund av den första snabba sorptionen sjunker gasfaskoncentrationen av jod med omkring 50 % redan under den första halvtimmen när zink och aluminium finns närvarande. För koppar är sänkningen under samma tid ungefär 25 % då kopparytan är mindre än för de två andra metallerna.



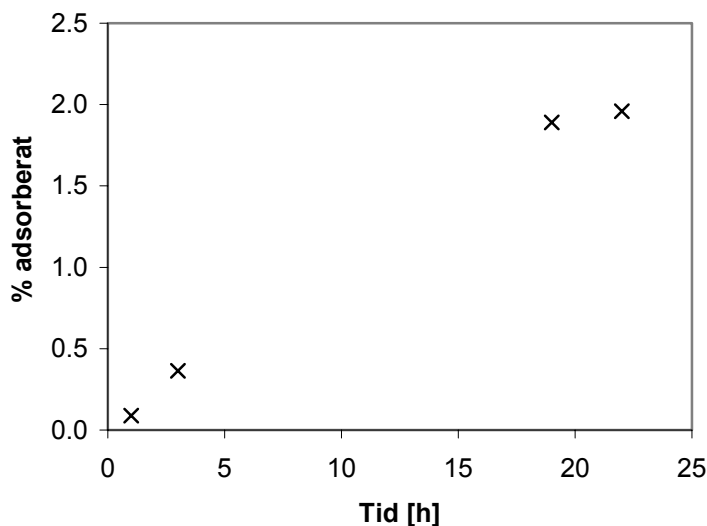
Figur 3.2.4: Experiment med jodgas och aluminiummetall. Initialt sker en snabb sorptionsreaktion följt av en långsammare diffusion. Temperaturen är 50 grader och vattenfasen håller pH 7.

3.2.4. Experiment med jod och metaller i vatten

En serie experiment genomfördes där upptaget av jod på metallytor i vatten studerades.

I varje experiment användes fyra likadana metalltrådar som var och en togs upp ur bägaren vid olika tidpunkter (1 h, 3 h, 19 h och 22 h) för bestämning av mängd adsorberad jod på ytan. Temperaturen var i alla experiment 25 grader.

Experimenten visade att koppar kontinuerligt tog upp jod under hela experimentet och efter 22 h hade ca 2 % av totala jodmängden i systemet fastnat på kopparytan. Hastigheten för upptaget var som störst under de första timmarna och avtog sedan under den senare delen av experimentet.



Figur 3.2.5: Mängden adsorberad jod på kopparmetall i vatten, angivet som procent av totala mängden jod i systemet. Experiment utförda vid 25°C och med vattenfas hållande pH 7.

För försöken med zink och aluminium var resultaten inte lika tydliga. Upptaget av jod på dessa metallytor varierade från mindre än tiondels procent till några procent av den totala jodmängden i systemet. Upptaget var inte heller kontinuerligt ökande utan fluktuerade med tiden. Förklaringen till detta kan ligga i inhomogeniteter och orenheter hos metallproverna samt en högre löslighet av zinkjodid och aluminiumjodid än kopparjodid i vatten (se tabell 3.2.5).

Tabell 3.2.5: Lösligheter i vatten för kopparjodid, zinkjodid och aluminiumjodid. Data hämtade från Handbook of Chemistry and Physics, 56th ed.

Metalljodid	Löslighet [g/cm ³]	
	Kallt vatten	Varmt vatten
CuI	8×10 ⁻⁶	
ZnI ₂	4.32	5.11
AlI ₃	"löslig"	

3.2.5. Experiment med CH₃I och metaller i gasfas

I varje experiment användes två till fyra likadana metalltrådar som var och en togs ur bägaren vid olika tidpunkter i intervallet 1–26 h för bestämning av mängd adsorberad CH₃I på ytan.

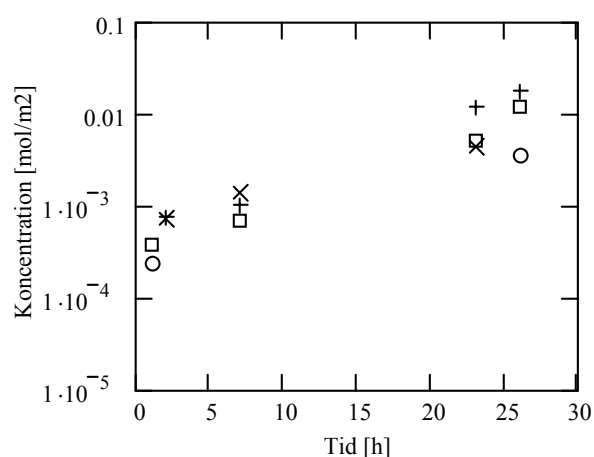
I alla experiment var starthalten CH₃I i vattenfasen 43 mM. Fördelningskoefficienten för CH₃I mellan vatten och luft anges till 4 vid 25 grader, se ref. 3.2-3, vilket då ger en starthalt av ca 11 mM CH₃I i gasfasen. Detta kan tyckas vara en hög gasfaskoncentration men experimentella begränsningar möjliggjorde inte experiment med lägre CH₃I-halt. Experiment utfördes vid 25°C, 50°C och 80°C.

Med tanke på de höga koncentrationerna i systemet var aldrig andelen adsorberad metyljodid speciellt hög, som mest någon tiondels procent av totala metyljodidinventariet. I de flesta av dessa experiment var spridningen av data dessutom stor.

För experiment utförda vid 25 grader hamnade koncentrationen av metyljodid på metallytan kring $1 \cdot 10^{-4}$ mol/m² redan efter några timmar för alla tre metallerna, och varierade sedan inte med ökande experimenttid.

Experimenten vid 50 grader antydde en något ökande koncentration av metyljodid på metallytorna, i några fall så hög som $1 \cdot 10^{-2}$ mol/m², men data varierade kraftigt när experimenten upprepades flera gånger och något ökat upptag med ökande experimenttid kunde inte heller här konstateras.

Det var endast för experimenten utförda vid 80 grader som ett tydligt ökat upptag av metyljodid på metallytan över tiden kunde konstateras, men då endast för kopparmetallen. Här var koncentrationen strax över $1 \cdot 10^{-4}$ mol/m² efter ett par timmar och ökade sedan kontinuerligt till runt $1 \cdot 10^{-2}$ mol/m² efter ca tjugo timmar. Upprepade försök bekräftade detta beteende - generellt var upptaget av metyljodid på dessa metaller högre vid 80 grader än vid lägre temperatur, men någon kontinuerligt ökande adsorption kunde inte konstateras.



Figur 3.2.6: Mängd adsorberad metyljodid på kopparmetall i gasfas vid en temperatur av 80 grader.

3.2.6. Slutsatser

De genomförda experimenten visar att koppar, zink och aluminium har en stor benägenhet att reagera med och binda gasformigt jod, speciellt vid förhöjda temperaturer. Halten gasformigt jod kan halveras på mindre än en timme efter att metallytan exponerats för jodgas.

Förmågan att binda jod är inte lika uttalad när koppar, zink och aluminium befinner sig i vattenfasen. Vid experiment utförda vid 25 grader och pH 7 visar endast koppar ett kontinuerligt upptag av jodspecier med tiden. Högre löslighet av zinkjodider och aluminiumjodider jämfört med kopparjodider kan vara orsaken till att dessa metaller inte uppvisar samma beteende.

Metyljodid adsorberar på koppar, zink och aluminium. Endast koppar visar dock något tydligt samband mellan tid och adsorberad mängd metyljodid, och det vid 80 graders temperatur.

3.3. ÅNGEXPLOSIONER

I början av 1990-talet började man diskutera mer och mer de potentiella konsekvenserna av ex-vessel ångexplosioner, d v s den möjligtvis explosiva samverkan av härdsmlta och vatten i reaktorinneslutningen. In-vessel ångexplosioner i reaktortanken hade redan då studerats under ett par årtionden och resultaten visade relativt klart att detta fenomen inte hade någon större betydelse från risksynpunkt. Däremot hade man via denna intensiva forskning fått en mycket mer nyanserad bild av ångexplosioner än tidigare: det var dags att omvärdera synen på ex-vessel ångexplosioner. I svenska och finska kokvattenreaktorerna hade man dessutom på 1980-talet valt en ny strategi för att hantera ett svårt haveri som leder till tankgenomsmältning: mycket vatten ska tillföras under reaktortanken för att kyla ner härdsmltan. Detta medförde för alla kokvattenreaktorer att det blev viktigt att genomföra vidare forskning kring ex-vessel ångexplosioner, delvis på grund av tänkbara belastningar på inneslutningen och delvis på grund av andra effekter, till exempel påverkan på storleken hos härdresterna som i sin tur påverkar kylbarheten.

Ångexplosionen kan bli speciellt kraftig om stora mängder härdsmlta faller ner i en stor vattenbassäng och bildar en blandning med vatten², vilket skulle ske i reaktorinneslutningen om tankgenomsmältningen inte kunde förhindras. I svenska och finska kokvattenreaktorer behöver man nämligen använda vatten för att kyla ner härdsmltan direkt efter tankgenomsmältningen; annars skulle härdsmltan kunna skada inneslutningens botten och orsaka inneslutningsläckage. Därför kan man inte bli av med osäkerheter i ångexplosionsberäkningar och riskbedömningar helt enkelt genom att byta den ovannämnda strategin till "en torr strategi". I några svenska kokvattenreaktorer finns det vatten under reaktortanken under normal drift och av denna anledning kan man inte heller välja en torr strategi för dessa

² Lik blandningen av syre och vätgas, med den skillnad att flera faser (smälta, vatten, ånga, andra gaser) är inblandade i smälta-vatten-växelverkan ("fuel-coolant interaction").

reaktorer. Det var nödvändigt att genomföra forskning om ångexplosioner för att minska osäkerheten och för att bättre kunna bedöma behovet av åtgärder.

Detta har varit syftet med flera APRI-aktiviteter sedan början av 1990-talet, och speciellt med den forskning om svåra haverier som bedrivits av professor Sehgal och hans medarbetare vid KTH. Detta intensiva arbete har pågått under mer än ett årtionde, med många nya experiment samt modellutveckling. Redan år 1994 genomförde forskarna vid KTH den första helhetsutvärderingen av riskdominanta ex-vessel fenomen i svenska kokvattenreaktorer (ref 3.3-1). Detta arbete beställdes av APRI 2 och identifierade de viktigaste faktorerna som behövde studeras och detta skedde sedan på ett ingående sätt. En reviderad helhetsevaluering beställdes av APRI 3 (ref 3.3-2) och den visade hur de nya forskningsresultaten påverkade slutsatserna. Tidigare bedömningar om ex-vessel ångexplosioner bekräftades, till exempel betydelsen av smältmaterialens egenskaper hade visat sig vara viktig; och ny experimentell data för olika fenomen kunde användas i beräkningarna.

I APRI 4 har man gjort en kritisk granskningsstudie av kunskapsläget (ref. 3.3-3). En kortfattad sammanfattning av ångexplosionsproblematiken presenteras i följande; först diskuteras fenomenet och dess möjliga konsekvenser allmänt, och sedan presenteras resultaten och slutsatserna i den studie som gjorts för APRI 4:s räkning.

3.3.1. Om fenomenet och dess evalueringar

Ex-vessel ångexplosioner är i grunden likartade in-vessel ångexplosioner. Först måste smältdroppar och vatten bilda en blandning ("premixing") som inte innehåller alltför mycket ånga ("voiding") och där smältdropparna är tillräckligt stora för att inte stelna direkt. Denna blandning kan destabiliseras någonstans till exempel därför att ångfilmen runt en smältdroppe kollapsar och orsakar en lokal häftig samverkan mellan smältdroppen och vattnet där termisk energi omvandlas till mekanisk. En sådan impuls ("triggering") kan bilda en tryckvåg, vilken börjar sprida sig och orsakar en våldsamt samverkan mellan smältdropparna och vatten. Som ett resultat av detta sönderdelas smältdropparna till mycket små fragment ("fine fragmentation"), vilket leder till en mycket större värmeöverförande yta och en ytterligare förstärkning av tryckvågen. Explosionsvågen propagerar genom blandningen av smälta och vatten ("explosion propagation") och strukturerna runt vattenbassängen utsätts för stora impuls krafter. Det bildas mycket ånga som expanderar och oftast slänger upp blandningen ovanför vattenytan och orsakar även en statisk tryckökning i utrymmet.

In-vessel

Studier på in-vessel ångexplosioner fokuserades naturligtvis på förhållandena i reaktortanken: in-vessel geometrin, vattentemperaturen, trycket, smältans flöde från reaktorhärden till tankbotten, osv. Man hade lärt sig att mycket ånga bildas av den heta härdsmltan i kontakt med vatten: detta begränsar den maximala mängden smälta som kan blandas med vattnet. Geometrin i reaktortanken är ofta mycket trång och trycket är ofta klart högre än det atmosfära trycket; vattnet är typiskt nästan mättat. Alla dessa faktorer förefaller minska sannolikheten för en

ångexplosion, d v s i flera experiment skedde ingen ångexplosion om man inte använde en konstgjord tryckvåg för att "tända blandningen". Ännu klarare blev det att den totala mängden termisk energi som kunde frigöras, inte medförde någon risk för inneslutningen.

Den händelsekedja vid en in-vessel ångexplosion som i princip skulle kunna skada inneslutningen har också många faser och "barriärer", och detta gäller speciellt tryckvattenreaktorer. Först skulle ångexplosionen i reaktortankbotten orsaka en kraftig "missil" ("slug") av vatten och smälta som skulle åka uppåt genom tanken. Denna "missil" skulle slå an mot tanklocket så att det lossnade. Den resulterade missilen skulle sedan fortsätta uppåt i inneslutningen och orsaka ett inneslutningsbrott (så kallad "alpha-mode failure" i den klassiska amerikanska riskanalysen WASH-1400). De första riskanalyserna var mycket konservativa och ledde till många år av intensiv forskning och stora experimentella investeringar. Professor Theofanous lyckades till slut presentera en integrerad modell av de viktigaste faktorerna som begränsade explosionens styrka och konsekvenser. Välfokuserad forskning kring dessa, resulterade i bedömningen att scenariot hade en mycket låg sannolikhet (ref 3.3-4). Förutom ångexplosionens fenomen hade man lärt sig att det typiskt inte var möjligt att lösa problem med svåra haverier genom att bygga beräkningsmodeller som innehöll alla möjliga detaljer. Det var faktiskt viktigare att hitta den kritiska fenomenologiska kedjan i scenariot, d v s vad som måste "gå fel" för att inneslutningen skulle allvarligt skadas. Utan ett sådant "fenomenologiskt felträd" (d v s en lyckad hypotes) skulle det bli alldeles för kostsamt att lösa problem.

Ex-vessel

Ex-vessel ångexplosioner har en annorlunda karaktär än in-vessel ångexplosioner. Vattenbassängen är djupt, vattnet kan i början vara kraftigt underkylt, och trycket är lågt. De två första faktorerna möjliggör att en större mängd smälta kan blandas med vatten, och de två senare faktorerna verkar öka sannolikheten för en ångexplosion. Till skillnad från in-vessel ångexplosioner kan de tryckvågor som bildas orsaka belastningar som direkt skulle kunna skada betongstrukturerna eller genomföringarna. Med detta som utgångspunkt har man genomfört flera experiment med simulant och prototypiska material, samt gjort analyser av växelverkan mellan smälta-vatten-struktur. De helhetsutvärderingar som gjordes tidigt vid KTH (ref. 3.3-1 och 3.3-2) baserades på de generella lärdomarna av tidigare ångexplosionsforskning: det var viktigt att försöka bygga en modell av begränsande faktorer och dess kopplingar för att kunna koncentrera på de viktigaste fenomenen. Redan i början var det klart att en mycket central parameter är smältans utflöde från reaktortanken, vilket påverkas av när och hur genomsmältningen av reaktortanken sker. Detta betyder att alla osäkerheter i smältförloppet i reaktortanken (in-vessel) påverkar ex-vessel förlopp.

Flera nya faktorer som skulle kunna begränsa sannolikheten för en ex-vessel ångexplosion, och speciellt begränsa belastningarna på inneslutningen, har identifierats och studerats vid ny forskning. Det är till exempel möjligt att smältstrålen och -droppar av smälta inte kan penetrera särskilt djupt ner i bassängen innan de fragmenterar och stelnar. Detta är speciellt relevant vid kraftigt underkylt vatten där både den hydrodynamiska smälta-vatten växelverkan

och värmeöverföringen blir kraftigare. Därmed skulle inte "förblandningen" kunna bildas mycket djupt ner i bassängen och explosionsvågorna skulle kunna "ventileras" via den fria bassängsytan (uppåt), vilket skulle minska belastningarna. Den prototypiska härds smältan – så länge den består huvudsakligen av oxidiska material (UO_2 och ZrO_2) – har visat sig vara mindre explosiv (d v s har en lägre sannolikhet för en explosion) än metalliska smältmaterial. Man har även lärt sig att den oxidiska smältblandningen inte beter sig som ett homogent material. Viskositeten och ytspänningen av en "blandad oxidisk" smältdroppe ökar kontinuerligt tills den stelnar helt ("mushy zone"); samtidigt blir den relativt snabbt motståndskraftig mot finfragmentering, och deltar kanske inte längre så effektivt i en eventuell explosion. Till sist kan man nämna att det nu finns relativt väl validerade modeller för tankgenomsmältningen i en svensk eller finsk kokvattenreaktor. Det verkar mer och mer osannolikt att en stor mängd smälta skulle kunna frigöras snabbt till reaktorinneslutningen. Av alla potentiellt begränsande faktorer är detta den viktigaste att studera och bekräfta.

Alla ovannämnda faktorer är kopplade till varandra och skeendena är mycket komplexa och svåra att förutsäga i detalj. I APRI 4 beställdes en granskningsstudie av nuläget (ref. 3.3-3). Följande resultat och slutsatser presenteras från denna studie.

3.3.2. Resultat av evalueringar i APRI-projekten

Om man inte tar hänsyn till ovannämnda nya forskningsrön, skulle analyserna visa att de svagaste punkterna i inneslutningen kan skadas av en ex-vessel ångexplosion. Slussen i ingången till nedre drywell hos internpumpsreaktorer, andra genomföringar och till och med inneslutningens betongväggar skulle kunna skadas och förlora sin täthet på ett icke-acceptabelt sätt.

Flera begränsande faktorer har dock identifierats. Från den första helhetsevalueringen (ref. 3.3-1) till den andra (ref. 3.3-2), och vidare till den tredje som gjordes i APRI 4 (ref. 3.3-3), har de beräknade explosionsbelastningarna minskat. Detta visar att man redan i början lyckats identifiera bra kandidater för att kunna lösa problemet, och att själva forskningen varit resultatrik. Det kvarstår dock åtminstone tre huvudfrågor för att frågan ska kunna lösas på en rimlig konfidensnivå: tankgenomsmältningens karaktär inklusive smältans sammansättning och massflöde till inneslutningen, smältans fragmentering före och efter passagen in till vattenbassängen, samt smältdropparnas nedkylning i samverkan med vatten och ånga. Även den oxidiska smältans låga benägenhet att generera ångexplosion i vatten, utgör en möjlig faktor men är fortfarande spekulativ. Detta resonemang gäller dock inte en metallisk smälta som skulle kunna genereras till exempel av reaktorns interndelar.

Resultaten av studien i APRI 4 (ref. 3.3-3) innebär att fortfarande skulle svagare ställen hos inneslutningen kunna skadas av ex-vessel ångexplosioner. En ytterligare komplikation är risken av multipla explosioner, d v s en situation där härds smälta gradvis rinner ut från reaktortanken och orsakar en serie av ångexplosioner. Dessa explosioner skulle inte vara lika kraftiga som i ett scenario där huvuddelen av smältan rinner ut från reaktortanken under en relativt kort period, men i en serie av explosioner skulle strukturernas integritet och täthet

också kunna gradvis försämrats. Eftersom en gradvis ökad mängd av smälta från reaktortanken anses vara ett klart mer sannolikt scenario än ett koherent utsläpp, vore det viktigt att förstå dess konsekvenser bättre. En annan viktig faktor kan vara osymmetriska explosioner, d v s där explosionen inte sker i mitten av utrymmet under reaktortanken; vilket kan leda till att krafterna på väggarna skulle kunna vara något större än i en central explosion som tidigare antagits i explosionsberäkningar.

3.3.3. Slutsatser

Slutsatserna är enkla och samtidigt komplexa. Det krävs mer fenomenologisk forskning för att med rimlig säkerhet generellt kunna utesluta att inneslutningens täthet skulle kunna förloras på grund av en ex-vessel ångexplosion (d v s relativt tidigt i ett svårt haveri). "Rimlig säkerhet" i detta fall innebär här en sannolikhet på 90 - 99 % för att inneslutningen förblir tillräckligt tät med hänsyn till radioaktiva utsläpp till omgivningen (eller annorlunda uttryckt att i 1 - 10 % av fallen skulle kunna förlora den erforderliga tätheten).

De osäkerheter som mest påverkar bedömningarna av inneslutningens täthet efter en ex-vessel ångexplosion är väl identifierade och även forskningsmässigt rätt så väl prioriterbara:

- tankgenomsmältning (när, var, hur och vilken typ av smälta släpps ut),
- smältans fragmentering och penetrering i vattenbassängen (på vilka djup sker fragmentering till droppar, hur stora droppar bildas, etc.),
- smältdropparnas nedkylning (hur snabbt stelnar partiklarna till den grad att de inte längre kan delta i att bilda explosionsvågen),
- den oxidiska härdsmltans explosivitet (sannolikheten verkar låg men detta gäller inte icke-oxiderade metaller, t ex zirkonium och stål).

För att beräkningarna skulle ge hanterbara belastningar, skulle följande "hypoteser", förenklat sagt, behöva bekräftelse:

- inget större massflöde av härdsmlta från reaktortanken, speciellt inte i metallisk form (ifall den oxidiska smältan visar sig vara "icke-explosiv" och/eller snabbare nedkyld till en "mushy", "explosionsresistent" form),
- effektiv fragmentering av smältstråle och -droppar (antingen före eller) kort efter att de faller in till vattenbassängen (explosionerna sker mycket nära vattenytan),
- snabb nedkylning och övergång av smältdroppar till en icke-fragmenteringsbar form (begränsad mängd smälta kan delta i en enskild explosion), speciellt oxidiska smältdroppar som kan snabbt bli "mushy",
- strukturerna ska tåla även en serie av små ångexplosioner samt osymmetriska ångexplosioner utan att inneslutningens täthet förloras.

Ovanstående hypoteser är realistiska och delvis underbyggda, men ingen snabb utveckling kan förväntas i deras validering. Osäkerheterna måste fortfarande tas med i en riskbedömning av stora utsläpp efter ett svårt haveri (d v s sannolikheten för att inneslutningens täthet förloras ska inkluderas i PSA nivå 2). Utifrån dagens

kunskapsnivå är slutsatsen att riskerna att reaktorinneslutningen skadas p g a ex-vessel ångexplosioner inte kan uteslutas generellt utan dessa måste utvärderas separat för varje anläggning.

3.4. SMÄLTANS KYLBARHET I INNESLUTNINGEN

Ett svårt haveri i en lättvattenreaktor (BWR och PWR) kan leda till att härden smälter och att hårdrester samlas på botten i reaktortanken. Om haveriet får fortsätta, kan reaktortanken genomsmältas och härdmaterial komma ut i reaktorinneslutningen. I en sådan situation är härdsnältans kylbarhet av avgörande betydelse för haverihanteringen. Om kylningen är ofullständig smälter härdmaterialen ånyo p g a det värme som den inneboende resteffekten genererar. Det sker också kemiska reaktioner med betongen varvid icke kondenserbara gaser bildas såsom väte och koloxider. Dessa kommer i sin tur att bidra till att trycket ökar i inneslutningen. Fortsätter växelverkan mellan härdsmälta och betong tillräckligt länge, kan det till slut leda till att inneslutningen genomsmälts med okontrollerat utsläpp av radioaktivitet som följd.

En förebyggande åtgärd som kan göras för att förhindra att hårdresterna attackerar betongen är se till att det alltid finns tillräckligt med vatten under reaktortanken. De experiment som gjorts för att studera växelverkan mellan smälta hårdrester och vatten, visar att smältan sönderdelas i små fragment som kyls när de passerar ner genom vattnet. Detta leder till att en värmealstrande partikelbädd ("rasbädd") bildas på inneslutningens golv. I mera osannolika fall fragmenterar inte smältan tillräckligt och en smältpöl ("melt pool") bildas i inneslutningen. I båda fallen är den avgörande frågan om vatten kan komma in i partikelbädden respektive till smältan och kyla bort resteffekten.

Vid ett svårt haveri i svenska och finska BWR kommer det att finnas vatten under reaktortanken vid risk för tankbrott som en följd av de rutiner som gäller för haverihantering. De analyser som gjorts för nordiska BWR pekar på att ett reaktortankbrott sannolikt börjar vid genomföringen av en instrumentledning som skulle ge ett hål med diametern ca 7 cm. Smältan kommer att kontinuerligt strömma ut genom hålet och bilda en jetstråle som träffar underkyllt vatten av åtskilliga meters djup. Utgående från utförda experiment sker en avsevärd fragmentering och stelning av smältan innan den når inneslutningens golv. Den huvudsakliga svårigheten för nordiska BWR är att bestämma partikelstorlek och porositet samt partikelbäddens djup.

Nedan görs först en beskrivning av egenskaperna hos representativa partikelbäddar utgående från data som erhållits vid experiment med fragmenterande smälta. Sedan görs en uppskattning av en partikelbädds kylbarhet utifrån mätdata av så kallade "dry-out" värmeflöden från olika partikelbäddar, och slutligen, för en smälta, bedöms kylbarheten utifrån handberäkningar baserade på kylbarhetsförsök med smältor. För en detaljerad beskrivning av smältans kylbarhet, se ref. 3.4-1.

3.4.1. Hur en partikelbädd av härdrester bildas i inneslutningen

För det första måste man veta vilka partikelstorlekar som sannolikt bildas när smältan fragmenterar. För att kunna bestämma en representativ partikelfördelning är det lämpligt att studera den mångfald av experiment som gjorts både med prototypiskt härdmaterial och med andra ämnen (simulanter) för att undersöka hur en stråle med smälta bryts sönder i vatten.

De kanske viktigaste studierna av en smältas söderdelning i vatten är CCM, FARO och KROTOS som utfördes med prototypiskt härdmaterial. Försök med andra material kan ge värdefull information om fysiska fenomen men för att få kvantitativ information om fragmenteringsprocessen måste man gå till försök med prototypiskt härdmaterial. Bland de försök med simulanter som utförts kommer resultaten från MIRA-försöken på KTH att refereras till.

Vid Argonne National Laboratory utfördes i början av 90-talet sex försök i CCM programmet. Syftet med försöken var att studera hur en smältstråle fragmenterar utanför reaktortanken. Det material som användes för att representera smält härd var en blandning av UO_2 , ZrO_2 och rostfritt stål med temperaturen 2800 K. Vattendjupet var ca 1 meter och smältans massa varierade mellan 2 och 13 kg. I försöken studerades hur fragmenteringen påverkades av utströmningshålets storlek, antalet utströmningshål och vattnets temperatur. I alla försöken bildades en partikelbädd med hög porositet, 53 – 67 %. I alla försöken var medelvärdet på partikelstorleken 2,7 mm. En större vattenvolym gav större partiklar. Utströmning genom flera hål gav mindre partiklar jämfört med ett utströmningshål.

Mättat vatten gav mindre partiklar än om vattnet från början var underkylt. Andelen partiklar var 55 – 72 % med underkylt vatten. Med mättat vatten från början blev denna andel mindre. Partiklarna var i allmänhet sfäriska.

Experimentanläggningen KROTOS, belägen i JRC, Ispra, byggdes för att studera kraftfull växelverkan mellan bränslematerial och kylmedel. Vid den första försöksomgången användes aluminiumoxid för att representera härdmaterial men senare har totalt 13 försök gjorts med corium. I de flesta försöken har en tryckvåg utifrån använts för att starta en kraftig växelverkan mellan corium och vatten. Coriumsmältan bestod av 80 % UO_2 och 20 % ZrO_2 och mängden varierade mellan 2,4 och 5,1 kg. Vattendjupet var omkring 1 m och både underkylt och nästan mättat vatten användes. Smältans temperatur var från början något över 3000 K. Starttrycket i försöksvolymen var 3,7 bar vilket väl överensstämmer med det förväntade inneslutningstrycket t ex i Olkiluoto när reaktortanken genomsmältes. Vid alla försök var fragmenteringen fullständig, alltså även i de försök där det inte inträffade någon ångexplosion. Explosioner erhöles endast då en stötvåg utifrån (trigger) användes och endast tre av tio försök med trigger gav en explosion. Den frigjorda mekaniska energin var relativt låg med ett konversionsförhållande på 0,15 %. I fullskaliga ångexplosioner med metallisk smälta är konversionsförhållandet typiskt en storleksordning större. I de försök där det inte inträffade någon ångexplosion var medelvärdet på partikelstorleken 1,4 mm och i de tre experiment som gav lågenergetiska explosioner var medelvärdet en storleksordning mindre (0,3 mm).

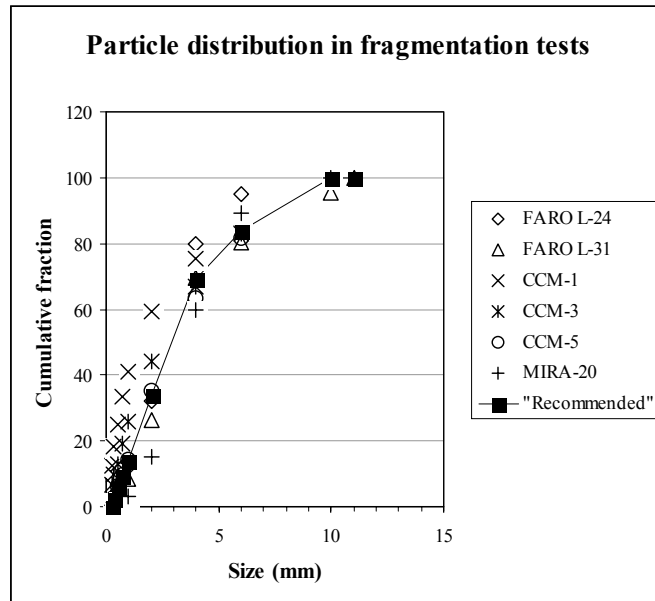
FARO försöken, som utfördes vid JRC i Ispra, undersökte hur en stråle av corium fragmenterades och kylades ner när den föll genom vatten. Allt som allt utfördes 12

sådana försök. Trycket i försökstanken varierade från värden som är typiska för reaktorns primärsystem till inneslutningsförhållanden (2 – 5 bar). Försöken utfördes med prototypiskt corium med en starttemperatur omkring 3000 K. God blandning samt betydande sönderdelning och stelning observerades i FARO försöken. Medelvärden på partikelstorleken uppmättes i FARO försöken till mellan 0,25 och 11 mm. I ett flertal försök formades en hög av partiklar på golvet där höjden var ungefär densamma som det underliggande lagret med jämt utspridda partiklar. I ett fall av sex spred sig partiklarna helt jämt. Andelen smälta som fragmenterade i partiklar var 76 – 100 %, resten stelnade i form av en ”kaka”. I några av försöken skedde en skiktning av partikelstorleken där genomsnittet ökade från 3 mm överst i bädden till 5,2 mm i botten. Partiklarna var i allmänhet inte sfäriska.

MIRA-försöken utfördes på KTH och undersökte hur en smälta fragmenterade när den föll genom vatten. I försöken användes smälta av oxidmaterial. Försöken utfördes vid atmosfärstryck i underkyllt eller nästan mättat vatten. I dessa försök, till skillnad från många andra liknande försök, uppmättes och rapporterades partikelstorleksfördelningen på ett adekvat sätt.

Ett antal av de försök som gjorts i FARO, CCM och MIRA har valts ut för att användas som utgångspunkt för att få fram en representativ partikelstorleksfördelning. Som urvalskriterium användes att de termhydrauliska begynnelsevillkoren skulle vara representativa för nordiska BWR. I figur 3.4.1 visas de experimentella data som valts ut tillsammans med en viktad ”rekommenderad” storleksfördelning som föreslås tillämpas för nordiska BWR.

För den ”rekommenderade” storleksfördelningen är medianen 3,5 mm. Om det inträffar mera energetisk växelverkan mellan vattnet och delar av härdsmltan, särskilt metalliska komponenter av denna, kan man använda försöksresultat från KROTOS för att bestämma partikelstorleken för denna del av smältan. KROTOS försöken tyder på att partikelstorleken i detta fall skulle bli 0,25 – 0,5 mm. Handberäkningar har utförts för Olkiluoto för att bestämma tjockleken hos det lager av fina partiklar som skulle kunna uppstå från mer energetisk växelverkan mellan smälta och vatten. Resultatet blev ett ca 7 cm tjockt lager utgående från att omkring 76 ton smälta strömmar ut under 28 sekunder varefter kondensationsbassängen blir mättad. Andelen metallisk smälta antogs vara 25 % vilket ger 19 ton av smält metall som strömmar ner i underkyllt vatten. Det antas att endast droppar av metallisk smälta genomgår ytterligare sönderdelning. Om det bildas partiklar med liten kornstorlek, kan man inte utesluta att det bildas ett lager av fina partiklar ovanpå den partikelbädd på inneslutningens botten som härrör från oxiddelen av smältan. På så sätt skulle en skiktad bädd erhållas. Det har emellertid inte utförts några riktade försök med simulerad resteffekt i det grövre undre lagret då de finare partiklarna sedimenterar.



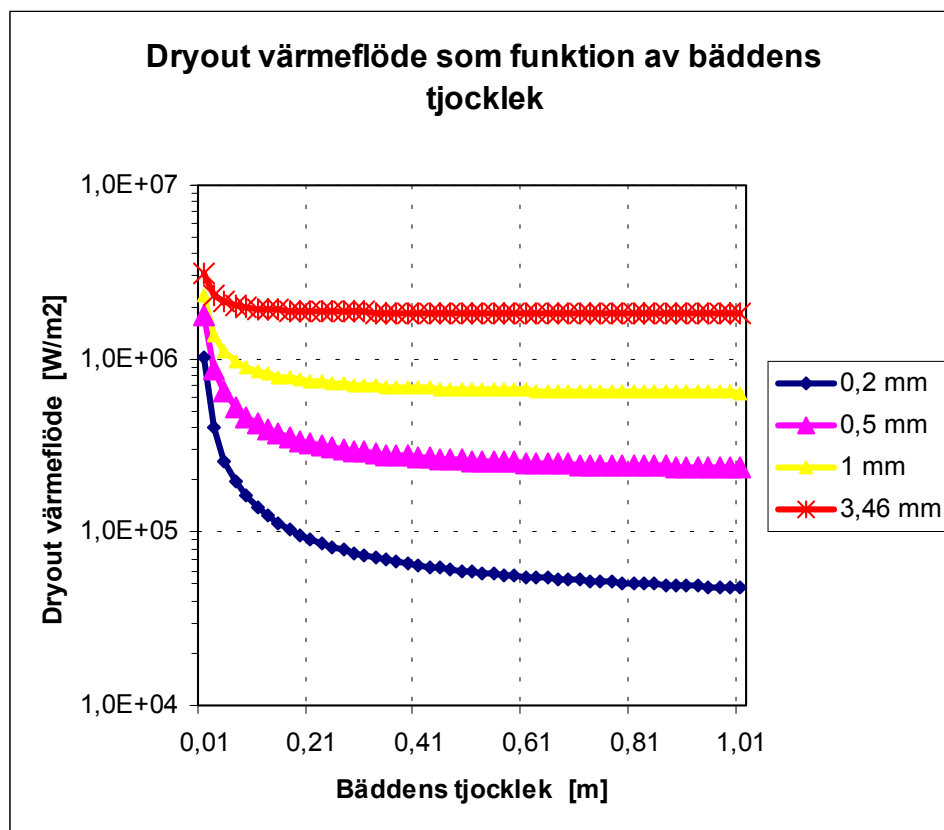
Figur 3.4.1: Partikelstorleksfördelning i utvalda experiment samt fördelning som rekommenderas i fortsatta studier.

3.4.2. Partikelbäddens kylbarhet i inneslutningen

För det andra, efter det att partikelstorleksfördelningen har bestämts, måste kylbarheten hos en partikelbädd undersökas utgående från experimentella data understödda av enkla handberäkningar. En granskning har gjorts av experimentella data gällande dryoutvärmeflöden från nästan tjugo olika försök utförda vid åtta olika internationella försöksanläggningar. Ett antal experiment har utförts för både homogena och skiktade bäddar. DCC försöken som utfördes vid Sandia National Laboratory använde partiklar av UO_2 och upphettningen av bädden skedde genom energifrigörelse från uranklyvning. Detta var möjligt genom att testvolymen var placerad inne i en annulär försöksreaktor. Två försök, experimenten vid Purdue University och POMECO experimenten vid KTH, använde en partikelbädd av oxidmaterial (sand) medan övriga försök använde partikelbäddar uppbyggda av stålkulor. Upphettning av bäddarna skedde i dessa fall genom direktuppvärmning med elektriska element eller genom induktionsupphettning. Den genomsnittliga partikelstorleken i de försök som granskats varierar från mindre än 1 mm till 4 cm. Partikelbäddarnas porositet varierar från 0,3 som är nära den teoretiska undre gränsen, till 0,45. Höjden av en porös verklig bädd kan beräknas genom att dividera motsvarande solida teoretiska bädd med faktorn $(1-\alpha)$ där α är bäddens porositet. Bäddjupet varierade från 5 cm till mer än en meter. Trycket i de olika försöken var i allmänhet från atmosfärstryck till omkring 2 MPa, men DCC försöken vid Sandia National Laboratory skedde vid tryck upp till fullt reaktortryck, 17 MPa. Det skall påpekas att det finns betydligt färre data för dryoutvärmeflöden från skiktade bäddar än från homogent blandade bäddar. De viktigaste iakttagelserna av dryoutvärmeflöden från försök gällande kylbarhet av partikelbäddar finns samlade i tabell 3.4.1.

Tabell 3.4.1. Viktiga iakttagelser från experimentet för att bestämma dryoutvärmeflöden.

Fenomen	Observationer, typiska värden
Inverkan av partikelstorleken	Dryoutvärmeflödet ökar med ökande partikelstorlek. Typiska värden är <ul style="list-style-type: none"> • mindre än 200 kW/m² för partiklar mindre än 1 mm • 500-1000 kW/m² för partiklar med storleken 3-5 mm • mer än 1.5 MW/m² för partiklar större än 7 mm
Inverkan av partikelbäddens porositet	Dryoutvärmeflödet ökar med ökande porositet.
Inverkan av partikelbäddens tjocklek	Dryoutvärmeflödet ökar när bäddtjockleken minskar. Detta beteende är mest uttalat vid små partikelstorlekar. Nedan ges några värden som visar detta: <ul style="list-style-type: none"> • 2.0 MW/m² vid bäddtjocklek 0,3 m • 1.5 MW/m² vid bäddtjocklek 0,5 m
Inverkan av partikelbäddens diameter	Dryoutvärmeflödet är oberoende av bäddens storlek (toppkylning)
Påverkan av skiktning av partikelbädden	Skiktning av bädden sänker dryoutvärmeflödet till ett värde som är lägre än det som gäller för en homogen bädd med partiklar av det mindre slaget. Vid djupa bäddar minskar effekten av skiktning och dryoutvärmeflödet närmar sig det som gäller för de mindre partiklarna
Tryckets inverkan	Dryoutvärmeflödet ökar med ökande tryck. Detta blir mera uttalat för större (>1mm) partiklar. För partiklar med storlek 3,5 mm gäller: <ul style="list-style-type: none"> • 960 kW/m² vid 1 bar • 1.35 MW/m² vid 9 bar
Påverkan av den väg som kylmedlet kommer in i bädden	Det kritiska värmeflödet ökar om kylning av bädden även kan ske underifrån. Observerade värden är typiskt 2 – 10 gånger större än vid enbart toppkylning.
Snabbkylning (“quenching”)	En stor effektminskning behövs för att återfå kylningen om ett torrt område väl har bildats. Experiment visar att effekten måste minskas med 25-30 % av dryouteffekten för att erhålla återvätning av bädden om ett torrt område har bildats.



Figur 3.4.2: Dryout värmeflöde som funktion av bäddens tjocklek.

Det finns publicerat åtskilliga modeller och korrelationer för att bestämma dryoutvärmeflödet i en partikelbädd. De vanligast använda och ”accepterade” beräkningsmetoderna är de två korrelationer som togs fram av Lipinski i början av 80-talet. Den första, en nolldimensionell modell, är tillämpbar för homogent blandade bäddar och kan lätt överföras till datorkod. Den nolldimensionella modellen har använts i denna utredning vid kompletterande beräkningar. För bäddar med partikelstorleken 3,5 mm, porositet 0,4 och bäddjupet 50 – 60 cm ger Lipinski`s modell för homogent blandade bäddar ett dryoutvärmeflöde väl över 1 MW/m². Om partikelstorleken vore 1 mm minskar Lipinski`s dryoutvärmeflöde till 660 kW/m² vid atmosfärstryck men blir ungefär 1 MW/m² vid 0,3 MPa. Det beräknade dryoutvärmeflödet nära atmosfärstryck faller till under 260 kW/m² för partiklar mindre än 0,5 mm och för partiklar med storleken 0,2 mm blir det endast 60 kW/m². Enligt Lipinski`s modell avtar dryoutvärmeflödet med ökande bäddjup, vilket framgår av figur 3.4.2.

Tabell 3.4.2 visar utvalda data för nordiska BWR som används i denna utredning för att utvärdera kylbarheten hos en bädd av härdrester i inneslutningen. Resteffekten i bädden antas vara 0,73 % av full effekt, varvid man utgått från att den totala resteffektnivån är 1 % av full effekt och att 0,27 av denna resteffekt härrör från flyktiga klyvningsprodukter (ädelgaser, cesium och jod) som antas ha lämnat materialet i bädden vid denna tidpunkt.

En jämförelse mellan de anläggnings specifika restvärmeflödena per ytenhet som finns i tabell 3.4.2 och experimentellt uppmätta dryoutvärmeflöden som presenteras i figur 3.4.2, kompletterade med handberäkningar med Lipinski's korrelation, visar att homogent blandade bäddar av partiklar med en genomsnittlig storlek av 1 mm eller större är kylbara i Nordiska BWR. En bädd där den genomsnittliga partikelstorleken är mindre än 1 mm kommer inte att vara kylbar i Olkiluoto och Forsmark 1 och 2 och kanske inte heller i Oskarshamn 3 och Forsmark 3. För reaktorerna Oskarshamn 1 och 2, Barsebäck och Ringhals 1 är partikelbäddar kylbara även om partikelstorleken inte är större än den som uppstår vid energetisk växelverkan mellan härdsmalta och vatten (0,2 mm). Detta beror på den stora tillgängliga golvytan i inneslutningen för dessa reaktorer vilket resulterar i en grund bädd. Förhållandet i detta avseende är annorlunda för reaktorerna i Olkiluoto och Forsmark samt Oskarshamn 3. I dessa reaktorer kommer det att kunna bildas en djup partikelbädd. Dryoutvärmeflödet för en skiktad bädd i ett sådant fall kan konservativt approximeras med det från en bädd bestående av endast de mindre partiklarna. Detta i sin tur medför att en skiktad bädd med ett toppskikt av partiklar med storleken mindre än 1 mm ej skulle vara kylbar.

När det gäller skiktade bäddar saknas tillräckligt med data. Inverkan av tjockleken hos lagret med fina partiklar har inte undersökts tillräckligt. I alla de försök som granskats har den relativa höjden hos lagret med fina partiklar varit större än det som skulle uppstå i Olkiluotofallet med ett 7 cm lager av fina partiklar ovanpå en grövre bädd med höjden 50 cm. I Sandia's DCC-3 var höjdförhållandet fint/grovt, 1:4 och i POMECO, 1:2. I en verklig situation kommer vidare topplagret av fina partiklar att vara metalliskt och ej alstra någon värme. En skiktad bädd med ett sådant topplager av fina partiklar som ligger på ett grövre lager med värmealstrande partiklar har inte studerats tillräckligt hittills. Partikelstorleken har stor betydelse. Dryoutvärmeflödet minskar för skiktade bäddar.

Vid VTT i Finland, pågår experiment (STYX-3) som studerar effekterna av ett icke-värmealstrande, 6,5-cm tjockt lager av fina partiklar (diameter 0.25 -0.4 mm) på ett 60 cm tjockt lager av grövre partiklar (medeldiameter 3,4 mm). STYX experimenten är speciellt anpassade för att representera situationen i inneslutningen av Olkiluoto.

3.4.3. Smältans kylbarhet i inneslutningen

Det tredje och sista steget i denna utredning behandlar smälta i inneslutningen och dess kylbarhet. Det faktum att smältan ibland ej fragmenterar fullständigt, vilket observerades i några av experimenten i FARO och CCM, motiverar följande översiktliga genomgång av kylbarheten hos smälta. Till yttermera visso visar utredningen ovan om partikelbäddars kylbarhet att dessa i vissa fall inte kan kylas. Detta skulle leda till att smälta bildas i inneslutningen.

För närvarande har två experiment utförts med prototypiskt corium för att undersöka kylbarheten hos smälta. Ett är det internationella MACE projektet och det andra är det japanska COTELS.

Tabell 3.4.2. Viktiga anläggningsdata för svenska och finska BWR.

	OL1/O L2	F1/F2	F3/O3	O1	O2	B1/B2	R1
Termisk effekt [MW]	2500	2700	3300	1375	1800	1800	2500
Golvarean under reaktortanken [m ²]	64	46	135	250	300	300	350
Mängd corium i inneslutningen [kg]:							
UO ₂ (Ursprungligt Zr)	101 950 (36 700)	138000 (49 600)	146 000 (56 160)	94 000 (32 450)	93 000 (32 157)	89 000 (32 600)	132 130 (47 600)
ZrO ₂	49 500	66 900	75 747	43 800	43 372	44 000	64 200
Steel	40 600	54 000	84 00	48 400	47 928	36 600	52 600
Totalt inkl. ZrO ₂	192 050	256 900	305 747	186 200	184 300	169 600	248 930
Coriums täthet [kg/m ³]	8878	8953	8736	8846	8846	8856	8846
Ursprunglig bäddhöjd (ingen void) [m]	0.34	0.62	0.26	0.085	0.07	0.06	0.08
Bäddhöjd med porositeten 0,4 [m]	0.57	1.03	0.43	0.14	0.12	0.10	0.13
Restvärme= 0.0073 x Q _{full} [W]	1.825·10 ⁷	1.971·10 ⁷	2.409·10 ⁷	1.004·10 ⁷	1.314·10 ⁷	1.241·10 ⁷	1.825·10 ⁷
Restvärme per ytenhet vid jämnt utspridd bädd [kW/m ²]	285	428	178	40	44	41	52

I MACE studerades kylbarheten hos en oxidsmälta av typiskt hårdmaterial som vid hög temperatur fick strömma ned i vatten. Försöksvolymens botten bestod av betong motsvarande inneslutningens golv. Från början hade smältan en höjd av cirka 20 cm och dess temperatur var 2100 – 2400 K. De experimentella data som granskats omfattar fyra lyckade MACE experiment. I alla experiment skedde först en snabb effektiv nedkylning som varade i 1 till 4 minuter och som ledde till att en fast skorpa av corium bildades överst på smältan. Därefter skedde den huvudsakliga värmeavgivningen från smältan via vatten som trängt in i tunna sprickor i skorpan. Denna fas varade vanligen i 15 till 20 minuter och avslutades i experimenten med att skorpan separerade från smältan p g a av skorpan förenade sig med väggarna i kärlet där experimentet utfördes och blev hängande där. Efter detta blev värmeöverföringen från smältan betydligt sämre och denna situation bedömdes ej vara representativ för verkliga haveriförhållanden. MACE försöken har visat att en smälta med en tjocklek av ca 10 cm är direkt kylbar genom

värmeledning genom den växande skorpan av stelnad smälta som bildas på ovensidan. För större smälttjocklekar blir kylningen mera komplex. De flesta experter anser att bildningen av en stabil skorpa som är fast förenad med inneslutningsväggarna ej är representativ för verkliga haveriförhållanden. Snarare anser man att om skorpan skulle fastna mot väggarna kommer den att brytas upp i centrum p g a det överliggande vattnets tyngd eller kanske redan p g a skorpan egen vikt. Under sådana förhållanden kommer kontakten mellan smältan, skorpan och vattnet att periodiskt variera under haveriförloppet. Värmeflödet från smälta till vatten som uppmättes i MACE framgår av tabell 3.4.3.

Tabell 3.4.3. Uppskattat värmefflöde från härds smältan till vattnet utgående från MACE försöken.

Försök M0, M1b, M3b Betong av kalksten/vanlig sand		Försök M4 Kvartsbaserad betong (tillämplig på nordiska BWR)	
Tid från vattenbegjutning	Värmefflöde till vattnet	Tid från vattenbegjutning	Värmefflöde till vattnet
0 – 3 min	3500 kW/m ²	0 - 1.5 min	4500-->1800 kW/m ²
3 – 20 min	600 kW/m ²	1.5 – 10 min	1800 -->700 kW/m ²
20 – 60	Linejärt 600--> 200 kW/m ²	10 – 26 min	700 --> 200 kW/m ²
60 -	200 kW/m ²	26 -	200 kW/m ²

Experiment M4 är det mest intressanta ur nordisk synvinkel eftersom betongen i detta experiment är av samma typ som den som används i nordiska reaktorer. P g a växelverkan mellan smälta och betong kommer det att ske en avverkning av betongskiktet. I MACE experimentet M4 minskade den i takt med vilken betongen avverkades till 1/10 av den ursprungliga inom 10 minuter från det att vattenbegjutningen började. Jämviktsvärdet uppmättes till 1,5 mm/min. Liknande beteende observerades även i de andra MACE experimenten. Hastigheten hos avgivna gaser var i fortvarighetstillståndet 5 cm/s vilket är ungefär dubbelt så mycket jämfört med ACE experimenten, där man använde kvartsbaserad betong. I det senare fallet är ca 90 % av de avgivna gaserna, vätgas. Sammanfattningsvis kan sägas att MACE försöken inte med säkerhet kunde påvisa att smälta är kylbar genom vattenbegjutning ovanifrån. MACE indikerar att nedkylning av en smälta med stor tjocklek är en långsam process som mycket väl kan ta åtskilliga timmar i en reaktoranläggning.

De japanska COTELS försöken var de första integrala kylbarhetsexperimenten som kunde påvisa full kylbarhet av smältan. COTELS försöken utfördes vid

Institute of Atomic Energy vid Nuclear Centre of Kazakhstan. Försöken utfördes i mindre skala än MACE experimenten. En väsentlig skillnad mellan COTELS och MACE var att materialet först smältes i en separat ugn och sedan fick strömma ner i en behållare av betong. Smältans tjocklek var dessutom endast 8 – 10 cm. Smältan var helt kyld efter ungefär 20 minuter från det att vattenbegjutningen startade. Det maximala erosionsdjupet i betongen varierade mellan 1 och 4 cm. I de flesta experimenten bildades ett lager av lösa partiklar överst på en partikelbädd. Partiklarnas genomsnittliga storlek varierade mellan 0,4 och 2,2 mm. Det uppmätta värmeflödet från den stelnade smältan till vattnet uppmättes under jämviktsförhållanden till mellan 200 och 700 kW/m².

MACE data är tillämpbara på reaktorförhållanden ända tills skorpa och smälta separerar i experimenten. Detta händer ungefär 20 till 30 minuter efter det att vattenbegjutningen startade. För att bedöma haveriförlopp i en reaktorläggning kan följande värmeflöden från smälta till vatten från MACE försöken (M4) användas;

0 - 1,5 min	4500 -> 1800 kW/m ²	medelvärde 2340 kW/m ²
1,5 - 10 min	1800 -> 700 kW/m ²	medelvärde 1250 kW/m ²
10 min -	700 -> 200 kW/m ²	medelvärde 450 kW/m ²

För värmeflöden i långtidsförloppet uppmättes liknande värden i COTELS försöken 700 – 200 kW/m². Data från M4 experimentet fram till separationen mellan skorpa och smälta kan användas för att bestämma avverkningstakten för betongen. Detta ger följande värden (vattenbegjutningen startar vid tiden 0);

- 0 - 11 min genomsnittlig avverkningstakt 2,5 mm/min
- 11 min - genomsnittlig avverkningstakt 1 mm/min

Mängden vätgas som avges vid erosion av betongen kan uppskattas från teoretiska värdet på den mängd vatten som är bundet i betongen. En mol bundet vatten alstrar en mol vätgas vid de reduktionsprocesser som sker när smältan växelverkar med betongen. I denna undersökning antas att mängden bundet vatten i betongen är 5,5 viktprocent. Tabell 3.4.4 visar data för nordiska BWR. Med antagandet att den smälta härden ligger vattentäckt på inneslutningens golv beräknas intressanta storheter som betongavverkning och vätgasgenerering, utgående från utvärderingen av utförda kylbarhetsexperiment av smälta, vilka i sin tur baseras sig på generaliserade resultat från MACE försöken som diskuteras ovan. Avverkningen av betong antas upphöra när härdsmltans temperatur når ner till 1400 K.

Marginalen till övertryckning av reaktorinneslutningen p g a gasfrigörelse från erosion av betong är avsevärd för alla nordiska BWR förutom Forsmark 1 och 2, där över 1 m av betongen kan avverkas genom växelverkan med härdsmltan. Om det tar lång tid att kyla härdsmltan kommer även inneslutningens väggar att påverkas avsevärt av smälta-betongreaktioner. På grund av att härdsmltan kan breda ut sig över en stor area i inneslutningarna i externpumpsreaktorerna Oskarshamn 1 och 2, Barsebäck och Ringhals 1, kommer smältan att breda ut sig i ett tunt lager och snabbt kunna kylas.

Tabell 3.4.4. Viktiga anläggningsdata för svenska och finska BWR.

	OL1/ OL2	F1/F2	F3/O3	O1	O2	B1/B2	R1
Tillgänglig golv- area i inneslut- ningen [m ²]	64	46	135	250	300	300	350
Ursprunglig höjd hos smältan[m]	0.34	0.62	0.26	0.085	0.07	0.06	0.08
Tid att kyla smäl- tan till 1400 K [h]	4.02	18.9	2.63	9 min	7.2 min	6.4 min	8.4 min
Avverkningsdjup under nedkyllning [cm]	24.7	115.1	17.4	2.3	1.8	1.6	2.1
Teoretisk H ₂ avgivning under betongavverkning en baserat på mängden kristallvatten [kg]:	222	744	330	80.8	75.9	67.5	103.3

Tryckökningen i inneslutningen p g a frigörelse av icke kondenserbara gaser från betongen kan resultera i att tryckavlastningen av inneslutningen tidigareläggs för reaktorerna i Olkiluoto, Forsmark och Oskarshamn 3. Den här analysen tar inte hänsyn till att smältans sammansättning kommer att förändras med tiden. Särskilt i Olkiluoto och för Forsmark 1 och 2 kommer härdmaterialet på botten av inneslutningen att mot slutet vara kraftigt uppblandat med betong. De resultat från handberäkningar som presenteras ovan ger endast en grov extrapolering av empiriska data till reaktorförhållanden. För att bättre förstå de fenomen som är förknippade med kylbarheten av en smälta och därmed kunna göra nödvändiga förbättringar för modelleringen av dessa processer krävs ytterligare experiment ("separate effects"). Härefter kommer förhoppningsvis tillräckligt pålitliga slutsatser att kunna dras om en smältas kylbarhet. Sådana experiment är planerade eller har påbörjats i det nyligen påbörjade OECD/MCCI programmet.

3.4.4. Slutsatser för nordiska BWR

Ett stort antal försök har utförts i världen där en stråle smält material får fragmentera i vatten. En avsevärd mängd data finns tillgängligt för den materialsammansättning som kan förväntas från en smält härd (prototypiskt corium). I stort sett de enda data som saknas är hur fragmenteringen påverkas av att det finns en stor andel metall (större än 25%) i smältan. En generell partikelstorleksfördelning har tagits fram för Olkiluoto baserat på representativa

experiment. Partiklarna är i genomsnitt ungefär 3,5 mm stora. Denna partikelstorleksfördelning är även tillämpliga för svenska BWR.

Det finns en omfattande databas när det gäller kylbarheten hos partikelbäddar. Spridningen är emellertid ganska stor mellan olika data vilket kan bero på att det är svårt att få en tillräckligt jämn inre upphettning av bädden och samtidigt hålla viktiga bäddparametrar under kontroll. De fenomen som ingår är väl kända åtminstone kvalitativt. Försiktighet skall visas när kvantitativa dryoutvärmeflöden används.

För väl blandade bäddar med en partikelstorlek av 3,5 mm kommer sannolikt dryoutvärmeflödet att vara nära 1 MW/m^2 och med största säkerhet över 500 kW/m^2 vilket innebär att en sådan partikelbädd är kylbar i nordiska BWR. Om det sker en skiktning av finare partiklar i bädden, t ex med partikelstorlek under 1 mm, vilka skulle kunna uppstå vid en ångexplosion, minskar motsvarande uppmätta dryoutvärmeflöden till 50 – 200 kW/m^2 . Partikelbäddar där den genomsnittliga partikelstorleken är mindre än 1 mm kommer inte att vara kylbara i Olkiluoto eller i Forsmark 1 och 2 och kanske inte heller i Forsmark 3 och Oskarshamn 3, beroende på det relativt stora bäddjupet. Partikelbäddar i Oskarshamn 1 och 2, Barsebäck och Ringhals 1 är betydligt lättare att kyla på den stora yta i botten av inneslutningen som bädden sprids ut på. I dessa fall kommer även en bädd av mycket små partiklar (0,2 mm), som kan uppstå vid mer energetisk växelverkan mellan härdsmläta och vatten, att vara kylbar.

I denna undersökning har det förutsatts att den bädd som bildas i botten av inneslutningen är jämntjock. Detta är konservativt eftersom andra geometrier innebär att vatten även kan tränga in från sidan och kanske även underifrån vilket kommer att öka dryoutvärmeflödet avsevärt.

Det saknas data för det fall att ett lager av fina metalliska partiklar, som ej alstrar någon värme, ligger ovanpå en bädd av grövre partiklar av oxidmaterial med en viss resteffekt. De skiktade bäddar som studerats experimentellt har ett betydligt tjockare lager av fina partiklar i förhållande till det underliggande lagret av grövre partiklar än vad som skulle kunna vara fallet vid ett verkligt haveri. Dessa osäkerheter skall studeras vid de pågående STYX experimenten som utförs av VTT i Finland.

I ett mera osannolikt fall kan smälta ansamlas på botten av inneslutningen, antingen på grund av att en partikelbädd inte kan kylas framgångsrikt eller för att den ursprungliga strålen av smälta inte sönderdelats tillräckligt i vattnet. Detta fall har också undersökts. Utgående från experimentella data från MACE (M4) och COTELS, är slutsatsen att en smälta på inneslutningens golv kyls ned i en långsam takt. Den avverkning av betong som sker innan smältan är kyld förefaller inte kunna hota inneslutningens täthet utom möjligen i Forsmark 1 och 2. Den långa nedkylningstiden och de icke-kondenserbara gaser som bildas när härdsmlätan växelverkar med betongen kan innebära att tryckavlastningen av inneslutningen sker tidigare än annars för reaktorerna i Olkiluoto och Forsmark och i Oskarshamn 3.

4. HAVERIHANTERING

I samband med införandet av konsekvenslindrande system vid de svenska kärnkraftverken och TVO utvecklades också nya strategier och instruktioner för hantering av svåra haverier.

Sedan detta program genomförts har insatserna i Norden åtminstone i svenska BWR varit relativt begränsade vad gäller utvecklingen av strategierna. En omfattande forskning har dock bedrivits för att få bättre kunskaper om olika fenomen (smältans kylbarhet, ångexplosioner, vätgasförbränning osv.) vilket har ökat förståelsen för händelseförlopp under svåra haverier.

Detta projekt syftar främst till att sammanställa resultat från denna forskning och vidare bedöma möjligheterna till förbättringar av strategierna för haverihantering. För en detaljerat beskrivning av projektet, hänvisas till ref. 4.1-1.

Följande mål gäller för detta projekt:

- Att ta fram underlag för att bättre strukturera vår dokumentation och validera våra strategier för haverihantering.
- Att gå igenom de senaste årens forskning om svåra haverier och sammanställa resultat av betydelse för hantering av svåra haverier.
- Att utgående från denna sammanställning bedöma möjligheterna till förbättringar av nuvarande strategier i svenska och finska BWR.

4.1. VALIDERING/STRUKTURERING AV STÖRNINGS- INSTRUKTIONER

I en inledande del av projektet var syftet att undersöka vad vi kan lära oss av deltagandet i BWROG (BWR Owners Group) för att förbättra våra instruktioner för svåra haverier, speciellt vad gäller strukturering och validering.

4.1.1. Befintliga störningsinstruktioner

Den viktigaste dokumentationen för hantering av svåra haverier är de övergripande störningsinstruktionerna (ÖSI), som finns på alla verk. Därutöver finns annan dokumentation, t.ex. THAL (Teknisk Handbok för AnläggningsLedare) i Forsmark. Detta är en kunskapsbaserad handbok, som är avsedd att användas av anläggningsledaren i KC (kommandocentralen) som beslutsstöd i långtidsförloppet, då ÖSI inte längre kan tillämpas.

ÖSI är baserad på begreppet kritiska säkerhetsfunktioner. För BWR används följande kritiska säkerhetsfunktioner: reaktivitet, härdkyllning, aktivitetsbarriärer och värmesänka.

För att få överskådlighet och användarvänlighet är ÖSI utformade som flödesscheman. För varje kritisk säkerhetsfunktion finns ett schema, som är uppbyggt av en sekvens av frågor. Svaret (ja eller nej) på en given fråga styr den väg, och därmed vilka åtgärder, användaren av ÖSI skall välja.

ÖSI vid de olika verken bygger på samma grundläggande principer och har en utformning som uppvisar stora likheter. Utvecklingen har dock bedrivits självständigt av kraftföretagen och detta har naturligt lett till skillnader.

4.1.2. Utveckling av störningsinstruktioner, BWROG

Under de senaste fem åren har ett omfattande arbete bedrivits i USA inom BWROG för att ta fram dokumentation för hantering av svåra haverier i kokvattenreaktorer. En viktig drivkraft i denna utveckling har varit pressen från NRC på kraftföretagen.

Dokumentationen utvecklade inom BWROG för hantering av svåra haverier består av två huvuddelar, EOPs (Emergency Operating Procedures) och SAMGs (Severe Accident Management Guidelines). Utvecklingen av EOPs och SAMGs har genomförts i följande steg:

- Insamling av bakgrundsdokument
- Dra ut lärdomar av dessa dokument
- Ta fram strategier
- Utforma guidelines
- Ta fram anläggnings specifika EOPs resp. SAMGs

Gemensamt för EOPs och SAMGs är att de båda bygger på ett symptom baserat synsätt och ges i form av flödesscheman. Övergång mellan EOP och SAMG sker när inneslutningen behöver vattenfyllas för att kyla händresterna efter tankgenomsältning.

4.1.3. Jämförelser med BWROG

Jämförelser mellan vårt och BWROG's sätt att arbeta har gjorts vad gäller strukturering och validering av dokumentation för haverihantering. Intryck och slutsatser kan sammanfattas på följande sätt:

Strukturering

- Procedurerna för hantering av svåra haverier ges både hos oss och BWROG på ett överskådligt sätt i form av flödesscheman.
- Ett symptom baserat synsätt används både hos oss och BWROG.
- ÖSI vid våra verk är på ungefär samma nivå som motsvarande procedurer hos BWROG vad gäller strukturering och användarvänlighet.
- BWROG har i högre utsträckning än vi utvecklat och systematiserat dokumentation för hantering av svåra haverier i form av beslutsstöd till den tekniska stödcentralen. En stor del av detta material ges i form av flödesscheman.
- BWROG har ett mera omfattande underlag att utgå från än vad vi har vid framtagning av EOPs och SAMGs och lägger stor vikt vid att bakgrundsmaterialet är systematiskt dokumenterat.

Validering

- Validering av procedurerna förefaller vara på ungefär lika nivå.
- Under validering hos BWROG används ett mera standardiserat arbetssätt än hos oss.

4.2. GENOMGÅNG AV PROBLEMMOMRÅDEN

Större delen av projektet har omfattat en genomgång av en rad problemområden med avseende på kunskapsläge och bedömning av möjligheterna att förbättra våra strategier för haverihantering.

4.2.1. Tidig tryckavlastning på grund av hög vätgasproduktion

Om det sker en kraftig vätgasproduktion under ett svårt haveri kommer tryckuppbyggnaden i inneslutningen att ske snabbare än eljest. Detta kan leda till en tidig aktivering av skrubbern. Tidig tryckavlastning till följd av kraftig vätgasgenerering har analyserats för Forsmark 1 och 2 med hjälp av MAAP. Dessa beräkningar visar att en tidig kraftig vätgasbildning kan leda till automatisk tryckavlastning via skrubbern.

I haverihanteringen ingår användning av systemet för sprinkling av inneslutningen för att motverka tryckuppbyggnaden och för att tvätta ur aerosoler. Sprinklingen bidrar till att fördröja tryckavlastning på grund av att ånga kondenseras.

En kraftig vätgasbildning tidigt under ett haveri kan leda till en tidigare aktivering av skrubbern än fall med lägre vätgasbildning. Av större betydelse har dock användning av inneslutningssprinklingen för att fördröja tryckavlastning.

4.2.2. Återkriticitet vid återflödning av skadad härd

Under nedsmältning av härden smälter styrstavarna ner före bränslet. Detta innebär att det kan bildas styrstavs fria regioner i härden med i det närmaste intakt bränslegeometri. Om kylning av bränslet startas genom inpumpning av borfritt vatten under dessa förhållanden kommer troligen återkriticitet att inträffa.

Sannolikheten för återkriticitet är beroende av när inpumpningen av vatten startas. Det tidsintervall, som är mest kritiskt, börjar då en stor del av styrstavarna smält och sträcker sig fram till den tidpunkt då bränslet i härden börjar degraderas kraftigt.

Om återkriticitet inträffar kommer effekten i bränslet att öka. Detta kan både ske kortvarigt som en effektspik (eventuellt prompt kriticitet) och mera utdraget. Under effekttoppen i början av återflödningen kommer effektutvecklingen snabbt att dämpas av de negativa reaktivitetskoefficienterna.

Prompt kriticitet anses inte utgöra ett hot mot reaktortanken eller inneslutningen och leder alltså inte till utsläpp till omgivningen. Däremot kan återkriticitet ge ett kvasi-stabilt tillstånd med en effektutveckling av upp till 20% av nominell effekt. Om inte inneslutningen kyls tillräckligt kan brottrycket överskridas.

Ett stort antal analyser av återkriticitet i samband med återflödning i BWR har genomförts och lett till följande resultat:

- Att återkriticitet orsakar brott på reaktortanken är osannolikt.
- Att återkriticitet kan ge ett kvasistabilt tillstånd med en effektutveckling i härden av ca 20% av nominell effekt. I detta fall måste inneslutningen kylas för att inte brottrycket skall överskridas.

Haverihanteringen innehåller, med undantag av TVO, inga speciella instruktioner för att hantera en återkriticitet. För Olkiluoto har möjligheten att detektera återkriticitet med hjälp av SIRM-detektorerna analyserats och bedömts som en möjlig metod. Återkriticitet går att förhindra med ett snabbt verkande borsystem.

4.2.3. Tankgenomsältning

Frågan om tankgenomsältning är av betydelse för utformningen av haverihanteringen. Om sannolikheten för tankgenomsältning kan visas vara mycket liten kan haverihanteringen förenklas. Ifall smältan hålls kvar i reaktortanken kommer haverifenomen som vätgasförbränning och ångexplosioner i inneslutningen och genomsältning av bottenplattan att sakna betydelse. Däremot kvarstår bypass sekvenser.

Efter en händelse, som leder till försämrade kylning av härden från ordinarie spädmatning, aktiveras system för högtrycksinsprutning av vatten i reaktortanken. Tvångsnedblåsning startas automatiskt på signal om kylmedelsförlusten är så stor att det finns risk att härden förlorar kylningen vid fullt reaktortryck. Genom nedtagning av trycket i primärsystemet elimineras risken för genomsältning av reaktortanken vid högt tryck. Vidare möjliggörs användning av lågtryckssystem för kylning av härden.

För att åstadkomma en kylbar smälta genom tillförsel av vatten till reaktortanken har tidsförloppet en avgörande betydelse. Om vatten tillförs i tid och i tillräcklig mängd under nedsmältningsförloppet förefaller det som om smältan kommer att kunna kylas och tankgenomsältning förhindras.

4.2.4. Ångexplosion efter tankgenomsältning

Ångexplosion kan äga rum om smälta kommer i kontakt med vatten. Detta kan inträffa såväl i reaktortanken som i inneslutningen, d.v.s. efter tankgenomsältning. I detta avsnitt behandlas det senare fallet.

Förloppet vid en ångexplosion kan indelas i följande faser: växelverkan initialt, premixing, trigging, fragmentering och expansion.

Med växelverkan initialt avses växelverkan mellan vatten och smältstråle när denna träffar vattenytan. Detta leder till en första grov fragmentering av smältan.

Under premixing sker en omblandning av smälta och vatten utan att någon snabb överföring av energi äger rum p g av ett en ångfilm bildas som omger "smältdropparna". Under triggingen kollapsar ångfilmen för ett antal bränslepartiklar. Därigenom initieras lokalt en kraftig växelverkan mellan vatten

och bränslepartiklarna, som fragmenteras till mindre partiklar och ytterligare energi övergår till vattnet.

Fragmentering innebär att den andel av smältan som deltar i ångexplosionen finfördelas.

En tryckvåg bildas, som rör sig genom det område där premixing ägt rum. Därigenom påverkas ytterligare bränslepartiklar så att ångfilmen kollapsar och finfragmentering sker. På detta sätt utvecklas en detonationsvåg, som utbreder sig mycket snabbt.

Den energi som frigörs leder till en expansion på grund av snabb och kraftig utveckling av ånga. Expansionen ger upphov till en impuls, som medför påkänningar på omgivande konstruktioner och väggar.

Det finns inga instruktioner som behandlar ångexplosioner i haverihanteringen. Gällande haverihantering syftar i första hand till att säkerställa kylningen av härdresterna för att undvika genomsmältning av bottenplattan.

För att bedöma om en ångexplosion utgör ett hot mot inneslutningens integritet krävs det förutom energiutbytet från ångexplosionen en beräkning av hur tryckpulsen fortplantar sig till närmaste svaga punkt i inneslutningen. Om analyser visar att ex-vessel ångexplosioner är ett hot mot inneslutningens integritet bör de svaga punkterna förstärkas.

4.2.5. Smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning

Smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning är en central fråga både för hantering av svåra haverier och för utförande av PSA nivå 2 analyser. Detta har motiverat de omfattande forskningsprogram som genomförts för att få kunskaper inom området. Det finns trots detta fortfarande frågetecken kvar och insatser pågår för att förbättra kunskapsläget.

Frågan om smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning är mycket komplex. Detta beror i hög grad på att flera, var för sig komplicerade, delar behövs för att kunna beskriva helheten på ett korrekt sätt. Exempel på detta är smältans fragmentering och fördelning av smältpartiklar med avseende på storlek. Andra faktorer som spelar roll är smältbäddens geometriska form, stratifiering (hur olika stora partiklar fördelas i höjddled) och krustabildning i smältans övre del. Av stor betydelse för kylbarheten är dessutom hur stor andel av härden som samlas på botten av inneslutningen. Detta beror i sin tur av haveriförloppet fram till tankgenomsmältning.

Haverihanteringen för svenska och finska BWR är utformad så att smältan på botten av inneslutningen skall hållas kyld och genomsmältning av bottenplattan förhindras. En åtgärd som vidtas är att utrymmet under reaktortanken flödas med vatten före befarad tankgenomsmältning, såvida inte vatten redan finns under tanken vid normal drift. Vidare ingår det i haverihanteringen att, om tankgenomsmältning inträffat, pumpa in vatten så att smältan täcks med vatten för att den skall hållas kyld.

I samband med transporten av smältan från reaktortanken till botten av inneslutningen finns det framför allt två haverifenomen av betydelse nämligen smältans fragmentering och hur smältan sprids ut i inneslutningen.

Eftersom nedre delen av inneslutningen är fylld med vatten före tankgenomsmältning kommer smältan att passera vatten innan de samlas på botten av inneslutningen. Kontakten mellan smältstrålen och vatten leder till att denna åtminstone delvis fragmenteras. Storleksfördelningen av bränslepartiklarna då de samlats på botten av inneslutningen är av betydelse för smältans kylbarhet. Generellt är det svårare att kyla en smälta ju mindre partiklarna är. Detta sammanhänger med att vatten inte så lätt tränger in mellan partiklarna i detta fall.

När smältan samlas på botten av inneslutningen kommer sannolikt en skiktning att inträffa så att de största partiklarna kommer längst ner och de mindre lagras ovanpå. Detta skulle i så fall motverka kylning ovanifrån, eftersom de mindre partiklarna försvårar inträngning av vatten i smältan.

Smältans spridning på botten av inneslutningen bestämmer den geometriska formen, vilket är av stor betydelse för kylbarheten. En smälta, som sprids ut över en större yta, är lättare att kyla än om den som upptar ett mindre område. Detta innebär att inneslutningen geometri, som ju är anläggningsberoende, inverkar på kylbarheten.

Den strategi vi avser att använda om en tankgenomsmältning skulle inträffa är enkel att tillämpa, eftersom den inte kräver några operatörsingrepp under de första timmarna av haveriet. Däremot finns, som beskrivits i tidigare avsnitt, återstående osäkerheter rörande de fenomen som är av vikt för kylbarheten. Detta innebär att det inte är helt säkert att den beskrivna strategin alltid leder till ett stabilt sluttillstånd med kyld smälta.

Det är knappast möjligt att förbättra vår haverihantering, när det gäller att kyla härdresterna efter tankgenomsmältning, utan att göra ombyggnader i anläggningarna. Ett sätt att förbättra kylbarheten vore att införa ”downcomers” genom vilka vatten skulle tillföra härdresterna underifrån, vilket skulle ge en effektivare kylning än i nuläget. Det ligger dock utanför detta projekt att utvärdera om införande ett sådant koncept är motiverat som en säkerhetshöjande åtgärd.

4.2.6. Vätgasbrand i reaktorinneslutningen

Under normal drift är inneslutningarna i våra BWR fyllda med kvävgas, vilket förhindrar vätgasbrand. Däremot förekommer kortare perioder i samband med upp- och nedgång i samband med avställning, då inneslutningen är luftfylld.

Om ett svårt haveri inträffar bildas stora kvantiteter vätgas. Om inneslutningen då är luftfylld kommer gasblandningen att bli brännbar om ånghalten inte överstiger 55% (vol.).

I fall inneslutningsatmosfären är brännbar och tändkälla finns kommer vätgasförbränning att äga rum. I så fall kan trycket i inneslutningen komma att överskrida brottrycket. Konsekvenserna vad gäller utsläpp till omgivningen kan blir stora i ett sådant scenario.

Vätgasproduktion uppdelas i vad som bildas in-vessel (före tankgenomsmältning) och ex-vessel. In-vessel vätgasproduktion sker i huvudsak genom oxidation av zirkonium i härden, men också genom oxidation av stål. Avgörande för vätgasproduktion in-vessel är tillgång till vattenånga i reaktortanken och kontakten mellan ånga och zirkonium. Förloppet vid härdnedsmältning är därför av stor betydelse för produktionen av vätgas. Ex-vessel vätgasproduktion, i det korta tidsperspektiv som det här gäller, äger rum genom två processer: FCI (fuel-coolant-interaction) och smälta-betongreaktion.

Det maximala trycket i inneslutningen vid deflagration är summan av initialtrycket och den tryckspik som förbränningen ger upphov till. Initialtrycket byggs upp av de ingående gasernas partialtryck. Faktorer av betydelse är temperaturen i inneslutningen, ånghalten och mängden vätgas.

Tryckspiken beror främst av initialtrycket och av den mängd vätgas som förbränns. En enkel och samtidigt konservativ metod för beräkning av tryckspik är AICC (Adiabatic Isochoric Constant volume Combustion), där förbränningen förutsätts ske momentant och utan värmeutbyte med omgivningen. Med denna metod blir tryckspiken proportionell mot begynnelsetrycket i inneslutningen. En begränsande faktor vid vätgasförbränning i BWR är ofta tillgången på syrgas.

Det är inte möjligt att, utgående från dagens kunskapsläge (annat än mycket grovt), kvantifiera sannolikheten för brott på inneslutningen p g a vätgasförbränning. Detta sammanhänger med de stora osäkerheter som fortfarande finns i de haverifenomen som är styrande, d.v.s. vätgasbildning, omfördelning av vätgas och förbränningsförlopp.

Den tid som inneslutningen inte är inert bör minimeras. Därigenom minskar sannolikheten för scenariot härdsmälta med åtföljande vätgasbrand i samband med upp- och nedgång i effekt.

4.2.7. Läckande inneslutning

I detta avsnitt beskrivs fall med läckande inneslutning som inte är direkt orsakade av haverifenomen. Oftast beror dessa läckage på att system som ansluter till inneslutningen inte isolerats. Utsläpp börjar då så snart det finns ett drivtryck.

Då läckaget från inneslutningen dels är litet, dels kommer från flera läckageställen brukar det kallas diffust läckage. Detta har i allmänhet små konsekvenser för omgivningen. Däremot kan diffust läckage ge upphov till dosrater i anläggningen så att tillträddbarheten begränsas.

Radiologiska konsekvenser av diffust läckage har undersökts för Forsmark 1-3. Scenariot är totalt elbortfall, d.v.s. nödventilationen är inte i drift. Om inneslutningen inte är tät kommer gasformig aktivitet (ädelgaser och jod) att läcka ut, främst via skalventiler.

Beräkningar med MAAP genomfördes för att få aktivitetskoncentrationen i inneslutningen. Läckagemängder från inneslutningen genom skalventilerna uppskattades. Hänsyn har då tagits till tryck- och aktivitetsfördelning i inneslutningen under haveriförloppet. Läckagevägar till byggnader där lokala

manöver- och kontrollplatser är belägna har analyserats. Tillträddbarhet krävs till dessa utrymmen för att hantera haverisekvensen totalt elbortfall.

En modell för beräkning av aktivitetstransporten i anläggningen har framtagits och dosrater från externstrålning och inhalation har beräknats. Allmänt kan konstateras att det diffusa läckaget kan bli ett besvärande problem med avseende på personsäkerheten vid ett totalt elbortfall.

I EU-projektet OPTSAM (Optimisation of Severe Accident Management Strategies for the Control of Radiological Releases) undersöks hur haverihanteringen påverkar utsläppen till omgivningen under ett svårt haveri. Som en del i OPTSAM ingår att studera hur de konsekvenslindrande systemen (filtrerad tryckavlastning och sprinkling av inneslutningen med redundant vattentillförsel) kan användas för att få ett lägre tryck i inneslutningen och på så sätt reducera det diffusa läckaget.

I haverihanteringen är det generellt sett viktigt att minska drivtrycket om läckage från inneslutningen uppstår. Vilka åtgärder som bör vidtas beror av scenariot. Om det gäller diffust läckage från inneslutningen kan de konsekvenslindrande systemen användas för att minska drivtrycket och därmed läckaget.

4.2.8. Vätgasbrand i reaktorbyggnaden

Vätgas i reaktorinneslutningen i samband med ett svårt haveri under effektdrift kan läcka ut till reaktorbyggnaden genom otäta genomföringar. Eftersom reaktorbyggnaden är luftfylld kan en brännbar eller detonerbar gasblandning bildas, speciellt i övre delarna av reaktorbyggnaden. Om en detonation inträffar är frågan om genomföringar till inneslutningen skadas.

Vätgasbrand i reaktorbyggnaden har studerats av VTT inom ramen för NKS (nordiskt samarbete om kärnkraftssäkerhet).

Som haverisekvens i dessa studier valdes ett totalt elbortfall, där det förutsattes att allt zirkonium i härden oxiderades. Detta ger en vätgasmängd av 1900 kg i reaktorinneslutningen.

En mindre del av denna vätgas antas läcka ut till reaktorbyggnaden. Två läckageareor ansattes, en mindre med 2 mm² area och en större med 20 mm². Den mindre av dessa motsvarar nominellt tillåtet läckage från inneslutningen.

I reaktorbyggnaden sker en stratifiering av den vätgas, som läckt ut så att koncentrationen blir störst mot byggnadens tak. Detta leder till att det, även med relativt små kvantiteter vätgas, kan uppkomma en detonerbar blandning i övre delen av reaktorbyggnaden. Beräkningar av läckage från inneslutningen till reaktorbyggnaden har genomförts med programmet MELCOR. Detonationsberäkningar, efter omblandning och stratifiering, har genomförts för att få fram tryckpulsen vid inneslutningsväggen.

Dessa analyser har senare kompletterats med beräkningar med ABAQUS för att få fram påkänningar på strukturer. Slutsatsen blev att vätgasbrand eller detonation inte utgör något hot mot inneslutningen eller dess genomföringar. Det finns därför inga skäl att bearbeta denna fråga vidare.

4.2.9. Långtidsförloppet efter ett svårt haveri

I samband med införandet av konsekvenslindrande system utvecklades också dokumentation för hantering av svåra haverier. I detta arbete fokuserades på det närmaste dygnet efter den inledande händelsen. Det ansågs inte motiverat att närmare studera långtidsförloppet efter ett svårt haveri, d.v.s. vad som kan inträffa på något eller några års sikt. De främsta syftena med haverihanteringen i korttidsförloppet var att minimera utsläpp av aktivitet till omgivningen och att etablera ett stabilt sluttillstånd.

Under 1989-1991 genomfördes ett projekt kallat FRIPP (Forsmark Ringhals Post Accident Project), där långtidsförloppet efter ett svårt haveri studerades. Exempel på frågor, som togs upp i FRIPP är kylning av inneslutningen, vattenuppfyllnad av inneslutningen och kemi i inneslutningen.

I samband med FRIPP uppmärksammades att det finns åtgärder i haverihanteringen, som får konsekvenser inte bara under de närmaste dygnen utan även i ett betydligt längre tidsperspektiv. Det är då rimligt att hänsyn tas till detta när det gäller att utforma strategierna.

För att belysa olika problemområden, som är av intresse efter ett svårt haveri, delades FRIPP upp i delprojekt där följande områden behandlades:

- Källtermer och strålning
- Kylbehov av reaktorinneslutningen
- Vätgas- och syrgasgenerering genom radiolys i inneslutningen
- Vattenkemi i inneslutningen
- Systemanalys
- Avfallshantering efter svårt haveri

Källtermer och strålning är ett delprojekt, som är av betydelse genom att det ger indata till flera av de övriga delprojekten. Exempelvis är bildning av vätgas och syrgas genom radiolys beroende av strålningsnivån i inneslutningen.

Kylning av inneslutningen krävs för att inte trycket skall stiga till alltför höga nivåer. Så länge systemet för sprinkling av inneslutningen, genom återcirkulation av vatten från sumpen, fungerar kommer trycket att kunna hållas tillräckligt lågt. Om däremot inga system för bortkylning av resteffekten fungerar kommer trycket att stiga. Den passiva kylning som äger rum genom värmeförluster genom tak, golv och väggar räcker inte för att kyla bort resteffekten förrän efter mycket lång tid efter haveriets början.

Vattenkemin i inneslutningen är viktig av flera skäl. Korrosionshastigheten i stålkomponenter och jods beteende påverkas av vattenkemin. Rekommendationen är att se till att pH i inneslutningen blir ca 10. Detta medverkar till att minimera både korrosion och frigörelse av jod.

I delprojektet *systemanalys* undersöks två huvudfrågor. Den första gäller hur läckage från inneslutningen (speciellt högaktivt vatten) minimeras och den andra hur inneslutningen kan kylas i långtidsförloppet.

Läckage av högaktivt vatten från inneslutningen måste minimeras eftersom det annars kommer att starkt begränsa tillträddbarheten i anläggningen. I längden är det oklart om inneslutningens genomföringar håller tätt. Uppskattningar av läckagemängder har gjorts i FRIPP. Dessa är givetvis behäftade med stora osäkerheter, eftersom det är osäkert hur tätheten av inneslutningens genomföringar ändras med tiden och vidare vilka möjligheter det kommer att finnas att täta läckande genomföringar.

Som ett resultat av systemanalysen rekommenderas att vattenfyllning av inneslutningen sker till en nivå ca 1 m ovanför reaktortankens botten. Om en högre vattennivå väljs kommer fler genomföringar att bli vattentäckta och risk finns att läckagemängden ökar.

Följande slutsatser kan dras av FRIPP och fortsatt arbete därefter:

- Åtgärder i det korta perspektivet efter inledande händelse kan ha långsiktiga verkningar.
- I haverihanteringen bör en helhetssyn eftersträvas, genom att både negativa och positiva effekter tas med i bedömningen innan en åtgärd vidtas.

4.2.10. Haveri under revisionsavställning

Under revisionsavställning pågår, under en stor del av tiden, arbeten i reaktorinneslutningen och i primärsystemet. Detta medför att de barriärer för inneslutning av aktiviteten i bränslet inte kan tillgodoräknas på samma sätt som vid normal effektdrift. Ett haveri under dessa förhållande kan därför ge stora utsläpp och därmed få allvarliga konsekvenser både inom och utanför anläggningen.

Riskerna för kylmedelsförlust bedöms som betydligt lägre när bränslet flyttats till bränslebassängen jämfört med då det står kvar i reaktortanken. Det finns inga gemensamma regler för var bränslet skall förvaras under revisionsavställning. För de flesta reaktorer gäller att det står kvar i reaktortanken under revision.

Följande primära säkerhetsfunktioner måste uppfyllas under revision:

- Reaktivitetskontroll
- Bibehållande av kylmedelsinventarium
- Kylning av resteffekten

Kylning av resteffekten skall kunna upprätthållas även om en aktiv komponent felfungerar. Även bibehållande av kylmedelsinventarium skall klaras inom enkelfelskriteriet. Det mest kritiska av dessa fall är möjligheten till stort bottenläckage i samband med underhåll av HC-pumpar. I detta fall vidtas åtgärder för att inneslutningen skall vara tät under hårdnivå genom att personslussen i nedre drywell hålls stängd.

För reaktivitetskontroll gäller att en avstängningsmarginal på minst 1% skall finnas under hela avställningen. Olika fall av felladdning och otillåten styrstavsdragnin analyseras i förväg. Som underlag till PSA-studien ingår också mänskligt felhandlande. Riskbidraget från bristande reaktivitetskontroll är litet.

Rutiner finns framtagna för att hålla nere sannolikheten för haveri under revision. Dessa är särskilt väl utvecklade hos TVO. Däremot finns inte dokumentation för att ta hand om konsekvenserna om ett haveri verkligen skulle inträffa.

Även om sannolikheten för härdsador under revision är lägre än vid normaldrift blir riskbidraget relativt högt. Detta sammanhänger med att barriärerna mot utsläpp till omgivningen har nedsatt funktion. De radiologiska konsekvenserna av ett haveri under revision kan bli svåra. Detta gäller både i omgivningen och för personalen som är inom anläggningen.

Därför är det viktigt att arbeta förebyggande, d.v.s. så att sannolikheten för ett haveri blir låg.

Det är motiverat att arbeta vidare med utveckling av dokumentation för hantering av haveri under revision, både förebyggande och konsekvenslindrande.

4.2.11. Behov av information för att genomföra åtgärder

För att genomföra åtgärder inom haverihanteringen krävs aktuell och tillförlitlig information om anläggningens status. För att kontrollera att detta är uppfyllt fordras både en genomgång av vilken information som haverihanteringen behöver och dessutom bedömning av tillförlitligheten av informationen. I detta projekt har den första av dessa delar genomförts med Forsmark 1 som referensreaktor.

För Forsmarksreaktorerna är ÖSI och THAL de viktigaste dokumenten för haverihantering. Den genomgång av behov av information som behövs för haverihanteringen utgår från dessa båda dokument med Forsmark1 som referensreaktor.

Som ett första steg har den information som efterfrågas i ÖSI och THAL listats. Därefter har variablerna indelats i kategorier i två steg. Först har en uppdelning gjorts med avseende på de kritiska säkerhetsfunktionerna reaktivitet, härdkylning, aktivitetsbarriärer, värmesänka och utsläpp. Därefter har en uppdelning gjorts (med hänsyn till vilken typ av information det gäller) i följande tre grupper:

- Värdebaserad information, t.ex. uppmätt temperatur
- Binära data, beskriver ett tillstånd, som kan vara växande eller avtagande
- Systemtillstånd, t ex om ett system är tillgängligt eller ej

Den genomgång som gjorts är en inventering av vilken information som behövs i haverihanteringen då ÖSI och THAL används. Däremot innehåller den inga bedömningar om tillförlitlighet av informationen. Detta är en fråga som skulle kräva mer tid att reda ut.

En väsentlig förutsättning när det gäller att bedöma tillförlitligheten av uppmätt information är på vilket sätt instrumenteringen är kvalificerad. I samband med införandet av konsekvenslindrande system uppgraderades också instrumenteringen i inneslutningen i anläggningarna. Mätutrustning kvalificerad för svåra haverier infördes för vattennivå, tryck, temperatur och aktivitet.

Mätningen av vattennivå i reaktortanken under ett haveri är en potentiellt svag punkt när det gäller att få informationen om tillståndet i härden. En annan oklarhet är i vilken utsträckning haveriprovtagning fungerar i ett svårt haveri.

Haverihanteringen förutsätter kontinuerlig tillgång till aktuell och korrekt information om anläggningens status.

4.3. SLUTSATSER OCH REKOMMENDATIONER

För den inledande delen av projektet, om strukturering och validering av dokumentation, kan slutsatserna sammanfattas på följande sätt:

Strukturering

- Gemensamt för oss och BWROG är att vi använder ett symptom-baserat synsätt och flödesscheman i störningsinstruktionerna.
- BWROG har ett mera omfattande och mera systematiskt ordnat underlag för störningsinstruktionerna än vad vi har.

Validering

- Valideringen av procedurerna förefaller vara på likvärdig nivå.
- Under validering hos BWROG används ett mera standardiserat arbetssätt än hos oss.

Större delen av projektet handlar om haverifenomen. Följande slutsatser och rekommendationer ges beträffande möjligheterna att förbättra strategierna för haverihanteringen:

Tidig tryckavlastning på grund av hög vätgasproduktion är knappast ett problem. Det täcks upp av nuvarande haverihantering.

Återkriticitet vid återflödning av skadad härd kan i extrema fall leda till övertryckning av inneslutningen. Om förbättringar skall göras, rekommenderas anläggningsändringar hellre än ändringar i haverihanteringen.

Tankgenomsmältning - sannolikheten för tankgenomsmältning kan reduceras genom att alltid se till att det finns vatten i botten på reaktortanken.

Ångexplosion efter tankgenomsmältning - eventuellt kan det finnas behov att förstärka svaga punkter i inneslutningen. Denna fråga är anläggnings-specifik. Haverihanteringen spelar en underordnad roll här.

Smältans kylbarhet efter tankgenomsmältning - kylbarheten kan, om det anses befogat, förbättras genom att vatten tillförs underifrån i stället för uppifrån. Detta innebär anläggningsändring.

Vätagasbrand i reaktorinneslutningen - sannolikheten för detta scenario kan reduceras genom att tiden då inneslutningen är luftfylld minimeras.

Vätagasbrand i reaktorbyggnaden - har analyserats och visat sig inte behöva åtgärdas. Något hot mot inneslutningens integritet finns inte i detta scenario.

Läckande inneslutning - bör studeras närmare, speciellt diffust läckage. Det kan finnas möjligheter att förbättra haverihanteringen genom optimal användning av de konsekvenslindrande systemen.

Långtidsförloppet efter ett svårt haveri - påverkas av åtgärder i ett kort tidsperspektiv. Några av dessa samband har undersökts, men mycket återstår att göra för att ge underlag till förbättringar i strategierna för haverihantering.

Haveri under revisionsavställning - kan leda till stora utsläpp. Haverihanteringen för denna typ av haverier bör utvecklas.

Behov av information för att genomföra åtgärder - är en förutsättning för haverihanteringen. Frågan om den information som finns är heltäckande och tillförlitlig bör undersökas.

De områden där bedömningen är att det finns möjligheter att förbättra strategierna för haverihanteringen, utan att införa anläggningsändringar är alltså:

- Läckande inneslutning
- Långtidsförloppet efter ett svårt haveri
- Haveri under revisionsavställning
- Behov av information för att genomföra åtgärder

5. SAMMANFATTNING OCH SLUTSATSER

5.1. MÅLUPPFYLLELSE

Projektet APRI 4 har väl uppfyllt de ställda målen,

- att följa internationella forskningsprojekt för svåra haverier, där hardsmälteexperimentet PHEBUS är av speciellt intresse, och att stödja forskningen om svåra haverier vid KTH
- att speciellt studera
 - Smältans kylbarhet i reaktortanken
 - Jods beteende i reaktorinneslutningen
 - Ångexplosioner utanför reaktortanken
 - Smältans kylbarhet i reaktorinneslutningen
- att ta fram underlag för att kunna utvärdera och identifiera förbättringsmöjligheter för instruktioner för haverihantering.

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-4 projektet kommer att redovisas för intresserade inom kärnkraftsamfunden i Sverige och Finland vid ett slutseminarium 2003-01-30 — 31.

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. CSARP har med tiden fått karaktären av global ”informationsbörss” där aktuell forskningsinformation om svåra haverier görs tillgänglig för berörda nationella organisationer och ett fortsatt deltagande i CSARP är därför önskvärt.

Den forskning om svåra haverier som bedrivs vid *Institutionen för Kärnkraftsäkerhet vid KTH* håller hög internationell klass och denna forskning har stötts av APRI 4. Man har både experimentuppställningar och beräkningsprogram för att studera viktiga fenomen vid svåra haverier och många intressanta resultat har rapporterats från såväl experiment som beräkningar. Den mesta forskningen har skett i form av internationella projekt och de områden som man huvudsakligen studerat är;

- Växelverkan mellan smälta och vatten
- Smältans utbredning och kylbarhet i reaktorinneslutningen

- Termiska och mekaniska belastningar på tryckkärl

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.

I forskningsprojektet *PHEBUS*, har tre experiment genomförts under APRI4-perioden och ett avslutande experiment är planerat till i början av 2004. Resultaten från de första två experimenten, som utfördes innan APRI 4 startade, var delvis oväntade och pekade på betydelsen av kemiska processer och förlopp vid svåra haverier. De efterföljande experimenten har bekräftat detta. Den kemiska formen av både jod och cesium förefaller att påverkas av bränslets utbränning och typen av styrstavar. Exakt vilka ämnen som har störst betydelse är ännu oklart. Samtliga undersökta koder har svårt att beräkna jods beteende i *PHEBUS* experimenten. Vilka föreningar av jod och cesium som bildas vid svåra haverier och deras relativa andel är av vital betydelse för att beräkna omgivningskonsekvenserna. *PHEBUS* försöken bidrar med att ge hittills unik information i detta avseende. Det är viktigt att de beräkningsverktyg som används för svenska verk valideras mot experimenten i *PHEBUS*. Experimenten har mest varit inriktade på att simulera förhållanden för PWR men det sista experimentet FPT3 skall innehålla borkarbid och är därför av speciellt intresse för BWR.

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 4 projektet påbörjades men två mindre avslutande experiment har gjorts. Frågeställningen om en härdsmlätas kylbarhet i inneslutningen som är central för den svenska och finska lösningen kommer att fortsättningsvis studeras i ett OECD-projekt. Det är därför viktigt att vi deltar i detta OECD-projekt.

5.2.2. Smältans kylbarhet i reaktortanken

Att studera en smältas kylbarhet i reaktortanken påbörjades i projektet APRI 3 och resultat av de småskaliga experiment med termit-smältor som genomfördes var att reaktortanken ej smälte igenom om det fanns vatten närvarande. I projekt APRI 4 gjordes experiment där en vattenfylld drivdonsstuds simulerades. Värmetransport från härdmaterial i reaktortankens botten till vattenfyllda drivdonsstutsar är helt jämförbar med det beräknade dryoutvärmeflödet från bäddens topp, vid de partikelstorlekar som kan vara aktuella. Vid konstruktionen av de konsekvenslindrande systemen för svenska reaktorer och finska BWR antogs att genomsmältning av reaktortanken skedde i minutskala efter det att härdmaterial hamnat på reaktortankens botten. Detta förefaller vara ett mycket konservativt antagande. Alla de experiment som hittills utförts pekar på att härden ej genomsmälter reaktortanken om det finns tillräckligt med vatten i reaktortanken ovanför smält material på tankbotten.

5.2.3. Jods beteende i reaktorinneslutningen

Experiment har utförts vid Institutionen för Kärnkemi på CTH där man studerade hur förekomsten av metallytor i inneslutningen påverkade jodkemin. Det kunde påvisas att koppar, zink och aluminium i inneslutningens gasfas hade en relativt stor benägenhet att binda gasformig jod, speciellt vid förhöjda temperaturer. Det verifierades också att högt pH (10) ledde till mycket små jodkoncentrationer i inneslutningens gasfas.

Som tidigare nämnts är jods beteende i reaktorinneslutningen vid ett svårt haveri av vital betydelse för omgivningskonsekvenserna och det är önskvärt att mera kunskap erhålles inom detta område och att vi har relevant expertis inom landet.

5.2.4. Ångexplosioner utanför reaktortanken

Ångexplosioner i samband med härdsmlta och huruvida de är riskdominerande för utsläpp från inneslutningen har studerats under lång tid. Idag förefaller det vara en samsyn hos experter på området att ångexplosioner i reaktortanken (in-vessel) ej utgör något nämnvärt hot mot inneslutningen. När det gäller möjligheten för stora ångexplosioner i reaktorinneslutningen har det utförts avancerad forskning på senare år vars resultat tyvärr inte är helt entydig. Det finns kvarvarande osäkerheter som gör att man inte generellt kan uttala sig om riskbidraget från ex-vessel ångexplosioner.

Utifrån dagens kunskapsnivå är slutsatsen att riskerna att reaktorinneslutningen skadas p g a ex-vessel ångexplosioner inte kan uteslutas. Sannolikheten för att ex-vessel ångexplosioner orsakar ett betydligt läckage från inneslutningen, och konsekvenserna av detta, måste utvärderas separat för varje anläggning.

5.2.5. Smältans kylbarhet i inneslutningen

Det finns en avsevärd samling data för kylbarheten hos värmealstrande partikelbäddar. Spridningen i data är emellertid ganska stor. Inom APRI4-projektet har en granskning gjorts av relevansen hos de experimentella data jämfört med nordiska BWR. En rekommenderad partikelfördelning har tagits fram (medelstorlek ca 3,5 mm) och beräkningar av dryoutvärmeflödet för en bädd med denna partikelfördelning visar att detta sannolikt är nära 1 MW/m² och med största säkerhet över 500 kW/m². Detta innebär att en sådan partikelbädd är kylbar i nordiska BWR.

Om en ångexplosion skulle inträffa när strålen med härdmaterial träffar vattnet under reaktortanken kan betydligt finare partiklar (0,2 mm) bildas som sedimenterar långsammare och lägger sig överst på bädden. Detta förhållande studeras för närvarande experimentellt på VTT i Finland. En annan om än relativt avlägsen möjlighet är att hela smältan inte fragmenterar utan att flytande härdsmlta befinner sig på inneslutningens golv. Detta kommer att leda till att betongen avverkas men experiment tyder på att smältan kyls innan inneslutningens integritet förloras, förutsatt att den alltid är vattentäckt. Ju mindre golvyta smältan kan fördelas på desto längre tid tar det att kyla den.

5.2.6. Haverihantering

I delprojektet haverihantering har en jämförelse gjorts mellan haveriinstruktioner för nordiska BWR och det haveriinstruktionspaket som BWROG tagit fram för reaktorer av GE:s konstruktion. En skillnad är att BWROG:s innehåller ett bra bakgrundsmaterial som är systematiskt utformat. BWROG använder ett mera standardiserat sätt för validering av enskilda haveriinstruktioner. BWROG har utvecklat och systematiserat dokumentation för hantering av svåra haverier i form av beslutsstöd till den tekniska stödcentralen.

Haverihanteringsprojektet har skett till ganska stor del i form av kommittéarbete med deltagande från kraftbolagen och SKI. En grundlig genomgång har gjorts av det aktuella kunskapsläget för ett antal fenomen som kan ha betydelse vid svåra haverier. Arbetssättet har medfört att åtminstone en viss samsyn erhållits när det gäller betydelsen av olika haverifenomen och hur de påverkar haverihanteringsstrategin. Det är sedan upp till deltagarna att utnyttja den erhållna kunskapen i det egna arbetet.

5.3. SLUTSATSER

Från projektet APRI-4 kan följande slutsatser dras:

- Deltagande i CSARP har ökat kunskapen om svåra haverier genom utbyte av forskningsresultat och beräkningskoder.
- PHEBUS har visat att det fanns oväntat stora kunskapsluckor när det gäller svåra haverier, speciellt reaktorkemin. Det är viktigt att de beräkningsprogram som används för att prediktera förhållandena vid svåra haverier valideras mot resultaten ifrån PHEBUS. Det är även viktigt att det finns kompens inom landet för att aktivt delta i projekt som PHEBUS, att kunna tolka resultaten och överföra dem till svenska reaktorer och finska BWR.
- Det breda forskningsprogram om svåra haverier som genomförs på institutionen för kärnkraftsäkerhet på KTH, ger ökad kunskap och bygger upp kompetens inom landet. Det är viktigt att kraftförtagen utnyttjar denna.
- Det förefaller möjligt att kyla en härdsmälta i reaktortankens botten förutsatt att det finns rejält med vatten tillgängligt när smältan når tankbotten.
- Experiment visar att halten gasformigt jod snabbt sjunker om metallytor av koppar, zink eller aluminium finns tillgängliga.
- Förståelsen av ångexplosioner har förbättrats betydligt och det råder konsensus att in-vessel ångexplosioner ej utgör något hot mot inneslutningen. Sannolikheten för ex-vessel ångexplosioner är liten men riskerna för att inneslutningen skadas kan inte uteslutas generellt utan dessa måste utvärderas separat för varje anläggning.
- Det sannolika förloppet efter tankgenomsmältning i nordiska BWR är att den resulterande partikelbädden på inneslutningens botten är kylbar. Det återstår att visa att detta även är fallet om osannolika fenomen skulle inträffa såsom ex-vessel ångexplosioner.

- De genomgångar av olika fenomenens möjliga inverkan vid svåra haverier och hur det kan påverka haveriinstruktionerna har varit värdefullt.

5.4. REKOMMENDATIONER

Följande rekommendationer lämnas inför fortsättningen av APRI-projektet:

- Fortsatt engagemang i internationella projekt såsom CSARP, PHEBUS, MCCI, MASCA, etc.
- Fortsatt samarbete med KTH och CTH inom området svåra haverier för att erhålla resultat som är användbara för svenska kärnkraftverk och att vidmakthålla kompetens inom landet.
- Fortsatt arbete med att studera smältans kylbarhet i reaktortanken och reaktorinneslutningen.
- Fortsatt arbete med att studera haverikemin i reaktorinneslutningen.
- Fortsatt arbete med kraftverksgemensamma frågor gällande hantering av svåra haverier i svenska reaktorer.

REFERENSER:

Referenser till avsnitt 2.1:

- 2.1-1 Garis N. S., Gustavsson V. och Nilsson L. "Reserapport från CSARP-mötet 1999", SKI-rapport, 1999-07-01
- 2.1-2 Gustavsson V. "Reserapport från CSARP-mötet 8-12 maj 2000 i Washington", Rapport, SwedPower, nr 00/029
- 2.1-3 Möller E. "Reserapport från CSARP-möte 7-9 Maj 2001, Bethesda Md. USA", Rapport, SwedPower, nr 01/069
- 2.1-4 Gustavsson V. "Reserapport från CSARP-möte 6-8 maj, 2002 i Albuquerque, USA", Rapport, SwedPower, nr 02/33
- 2.1-5 <http://www.nea.fr/html/nsd/docs/2000/csni-r2000-23.pdf>.

Referenser till avsnitt 2.2:

- 2.2-1 Krischer W., Rubinstein M. C., (Eds), The PHEBUS FP Fission Product Project. Presentation of the Experimental Programme and Test Facility, Elsevier Applied Science 1992. (340 pages)
- 2.2-2 FPT-0 Final Report, CD-rom version, IPSN 1999.
- 2.2-3 Jacquemain D., Bourdon S., Debremacker A., Barrachin M., FPT1 Final Report, Vol. 1, 2, 3, and 4, CD-Rom version, IPSN, Cadarache, 2000-12-20.
- 2.2-4 Anselmet M. C., Jeury F., Laurie M., Girard J. M., Giacalone J. C., Cornu B., Bayle S., Bourdon S., FPT4 Quick Look Report, NT LEAC No 39/99, NT LEMRA No 10/99, dokument Phebus FP IP/99/453, Cadarache, 21 oct. 1999.
- 2.2-5 Bonin J., Laurie M., Bayle S., Phebus FPT2 Quick Look Report, Rapport SEEA 1/2001, No PH-PF: IP/01/492, Cadarache, 2001-02-22.
- 2.2-6 Jones A. V., Zeyen R., European Advisory Panel for the Test Alternative to Phébus FPT5, Synthesis Report, Doc: PF-IS/02/144, June 4, 2002.
- 2.2-7 Bertrand F., Ederli S., *Phebus FPT3. Calculation of the Reference Scenario*, IRSN, Note Phebus PF IP 02/511, Cadarache, 3 july 2002.

Referenser till avsnitt 2.3:

- 2.3-1 APRI – Accident Phenomena of Risk Importance, Slutrapport, SKI Rapport 96:21 (1996)
- 2.3-2 APRI 3 – Accident Phenomena of Risk Importance, Slutrapport, SKI Rapport 99:34 (1999).
- 2.3-3 ”Summary of Coolability Studies Undertaken by ACE/MACE/ACEX”, January 2002.

Referenser till avsnitt 2.4:

- 2.4-1 Sehgal, B. R. et al. *Phenomenological Studies on Melt-Structure-Water Interactions (MSWI) during Severe Accidents*, SKI Report 00:31, May 2000.

Referenser till avsnitt 3.1:

- 3.1-1 APRI 3 Accident Phenomena of Risk Importance Slutrapport. SKI Rapport 99:34, Juli 1999.
- 3.1-2 Konovalikhin M.J. Yang Z.L., Amjad M. and Sehgal B.R. "On Dryout Heat Flux of small Particle Debris Bed with a Downcomer", ICONE-8, Baltimore, USA, April, 2000.
- 3.1-3 Konovalikhin M. J., Jasiulevicius A. and Sehgal B. R., "Heat removal through control rod guide tubes in BWR lower head during a severe accident". 2nd European Multiphase Systems Institute and 40th European Two-Phase Flow Group meetings, KTH, Stockholm, 10 – 13 June, 2002.
- 3.1-4 Müller, F. 2002: Smältans kylbarhet i reaktortanken - En sammanställning och värdering av kunskapsläget och förslag till experiment inom området. SKI Rapport 01:15, APRI 4, Fas 2 Rapport.
- 3.1-5 Lindholm, I.: "Core debris fragmentation by jet break-up during fall-through in a deep water pool". VTT Energy Report 10/2000, June 2000.
- 3.1-6 Lindholm, I.: A review of dryout heat fluxes and coolability of particle beds. VTT Energy Research Report ENE4/29/2000.
- 3.1-7 Lipinski, R. J. 1984: A coolability model for postaccident nuclear reactor debris. Nuclear Technology, Vol 65.
- 3.1-8 Wolf, R. J. et al. 1994: TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report. NUREG/CR-6197, INEL.
- 3.1-9 Sehgal, B.R. and Jasiulevicius A. "POMECO and COMECO experiments on investigation of the potential for coolability by BWR control rod guide tubes, December 2002.
- 3.1-10 RAMA III Containment severe accident thermohydraulic phenomena. RAMA III Final Report, August 1989.

Referenser till avsnitt 3.2:

- 3.2-1 Liljenzin J.O. and Lindqvist O., "*Influence Of Minor Materials On Iodine Behavior*", Proc. Int. Cent. Heat Mass Transfer (1990), 30 (Fission Prod. Transp. Processes React. Accid.), 687-93.
- 3.2-2 Auvinen A., Jokiniemi J. K. and Zilliacus R., "*Chlorine Release By Pyrolysis From Hypalon Cable Insulator Material And Its Effect On Iodine Speciation In The Containment*", Iodine Aspects of Severe Accident Management, workshop Proceedings, Vantaa, Finland 18-20 May 1999.

- 3.2-3 Wren J. C., Ball J. M. and Glowa G. A., ”*The Interaction Of Iodine With Organic Material In Containment*”, Nuclear Technology, 125, s. 337-362 (1999)

Referenser till avsnitt 3.3:

- 3.3-1 T. Okkonen, T.N. Dinh, V.A. Bui, B.R. Sehgal. "Quantification of the Ex-Vessel Severe Accident Risks for the Swedish Boiling Water Reactors." SKI Report 95:76. 1995.
- 3.3-2 Sehgal B. R., Dinh T. N., Bui V. A., Nourgaliev R. R. "Investigation of risk-dominating phenomena in Swedish LWRs". Report for the APRI-3/RAF project. April 1998.
- 3.3-3 Sehgal B. R., Haraldsson H. O., Yang Z. L. "A Review of Steam Explosions With Special Emphasis on the Swedish and Finnish BWRs". June 18, 2001.
- 3.3-4 Theofanous T. G. and Yuen W. W. "The Probability of Alpha-Mode Containment Failure Updated." Nuclear Engineering and Design 155 (1995) 459-473.

Referenser till avsnitt 3.4:

- 3.4-1 Lindholm I., "A Review of Dryout Heat Fluxes and Coolability of Particle Beds", SKI Report 02:17 (2002).

Referenser till Kap. 4

- 4.1-1 Gustavsson, V. (2002): *Haverihantering – En sammanställning och värdering av kunskapsläget om haverifenomen och haverihantering*, APRI-4 rapport, SKI-rapport 02:49.