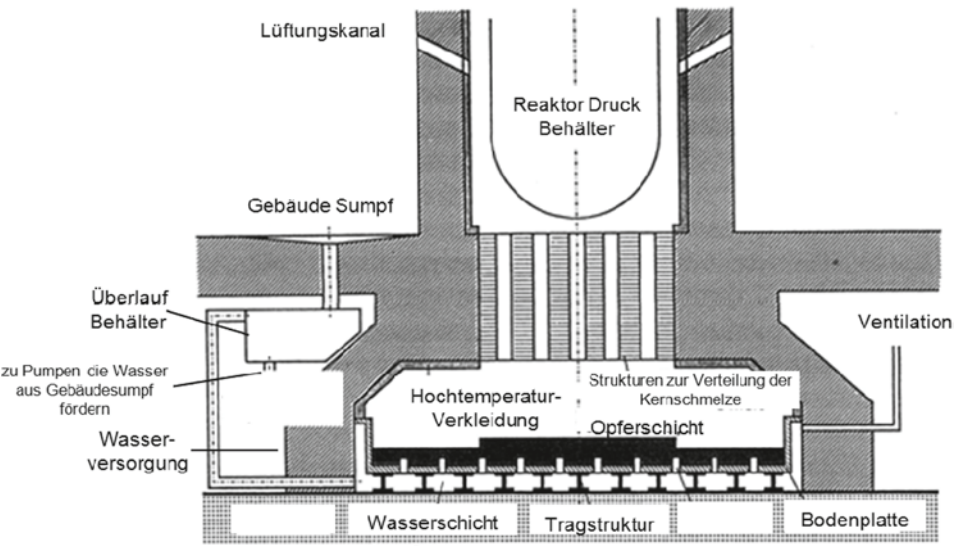


**Abb. 9.16** Konzept zur Kühlung des geschmolzenen Reaktorkerns beim EPR (CHRS Containment Heat Removal System) [58]



**Abb. 9.17** Das Karlsruher COMET Konzept für die Kühlung der Kernschmelze [70]

unterhalb des Reaktor-Druckbehälters gesammelt und erodiert dann zuerst eine 15 cm hohe trockene Opferschicht aus Beton. Danach kann sich die Schmelze vollständig ausbreiten und in der Betonschicht vorhandene Kühlkanäle von oben aufschmelzen. Dadurch kann Wasser unter dem Druck eines höher liegenden Flutbeckens eindringen. Da-

nach beginnt eine wirksame Phase der Kühlung und Fragmentierung der Schmelze. Die Schmelze erstarrt innerhalb kurzer Zeit und kann voll geflutet und gekühlt werden. Der entstehende Dampf wird in einem Wärmetauscher gekühlt und kondensiert [70].

Sowohl der EPR Core-catcher als auch das COMET Konzept wurden in langjährigen Experimenten (KAPOOL, KATS, COMET) in Karlsruhe getestet und entwickelt [72, 73].

### **9.8.2 Direct Containment Heating Probleme (direkte Aufheizung der Containment Atmosphäre)**

Beim Durchschmelzen des Reaktorkerns durch die untere Kugelkalotte des Reaktor-Druckbehälters unter hohem Druck könnte die Kernschmelze als Wasserdampf-Schmelze-Spray in andere Räume bzw. in das äußere Reaktor-Containment getrieben werden. Je nach Aufbau des inneren und äußeren Containments eines Druckwasser-Reaktors können dadurch feine Partikel der Kernschmelze in große Volumina des Reaktor-Containments verteilt werden. Da die Schmelze-Tröpfchen und Partikel gleichzeitig die Nachwärme mitführen, wird diese Unfallsequenz bei gegenwärtigen DWRs auch als „direct containment heating“ bezeichnet. Die Zirkon-Partikel der Brennstabhülle könnten mit Dampf reagieren und Wasserstoff erzeugen. Die heißen Brennstoffpartikel heizen wiederum Luft und Dampf im Containment auf und erhöhen so den Druck.

Diese Phänomene wurden in experimentellen Programmen untersucht, die wiederum entsprechende Design-Vorschläge für die Reaktorgrube und Räume unterhalb des Reaktor-Druckbehälters erlauben [74].

Dadurch können direct containment heating Probleme für zukünftige Reaktoren wie z. B. den EPR durch entsprechend erzwungene Strömung in bestimmte Räume ausgeschlossen werden. Die schnelle Druckabsenkung auf 2 MPa durch die primären Druckentlastungsventile verhindert außerdem eine Feinverteilung (Dispersion) der Schmelze [58].

---

## **9.9 Zusammenfassung der Ergebnisse der Sicherheitsforschung zum KHE-Sicherheitskonzept**

Die in Abschn. 9.1–9.8 dargestellten Ergebnisse neuerer Sicherheitsforschung im Rahmen des Karlsruher KHE-Sicherheitskonzepts verändern entscheidend die Ergebnisse der Reaktor-Risikostudie WASH-1400 [9] und der deutschen Reaktor-Risikostudien Phase A [10–12] im Hinblick auf neue Reaktoren wie EPR oder SWR-1000 (KERENA) sowie im Hinblick auf moderne deutsche KONVOI-DWR bzw. SWR (Gundremmingen). Die Unfallphänomene mit großer Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung, wie

- Dampfexplosion,
- Wasserstoffdetonation,
- Hochdruck-Kernschmelzen,

- Containment Bypass im Ringraum und
- nicht beherrschte Dampferzeuger-Rohrschäden,

die zu den größten Unfallsauswirkungen in WASH-1400 [9] und der deutschen Risikostudie Phase A [10–12] führten, sind nach den Ergebnissen neuerer Forschungsprogramme (Dampfexplosion, Wasserstoffexplosion) für die deutschen Druck- und Siedewasserreaktoren nicht mehr existent, bzw. sie werden durch zusätzliche Design-Maßnahmen (Ex-venting-Filter) beherrscht und durch anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen weitgehend beschränkt. Für zukünftige LWRs wie den EPR und den SWR-1000 gilt dies in besonderem Maße. Beide Reaktortypen wurden auf der Grundlage der Ergebnisse der Abschn. 9.1–9.8 und des Sicherheitsforderungskatalogs der RSK und GPR [5, 6] entworfen. Sie müssen noch entsprechende Lizenzierungsverfahren in den Ländern durchlaufen, wo sie gebaut und betrieben werden. Der SWR-1000 hat im Gegensatz zum EPR keinen Core-catcher, jedoch kann der Reaktor-Druckbehälter durch passive Maßnahmen von außen geflutet werden. Beide Sicherheits-Design-Maßnahmen sind äquivalent.

Abbildung 9.1 in Abschn. 9.1 zeigt die Ergebnisse der Risikostudie Phase A für den Biblis-B Druckwasserreaktor, wobei die Ergebnisse der verschiedenen Unfallketten einzeln dargestellt sind. **Da diese Unfallketten mit großen Auswirkungen bei zukünftigen LWRs (EPR, SWR-1000) – wie oben geschildert – entfallen, schrumpfen diese Kurven in Abb. 9.1 auf ein schmales Band nahe der Ordinate, d. h. die Unfallkonsequenzen bleiben auf die Reaktoranlage beschränkt [4].**

**Ähnlich wie bei den Unfallsauswirkungen werden dann auch die Kontamination von Flächen auf die Reaktoranlage beschränkt. Eine Evakuierung außerhalb der Reaktoranlage wird nicht mehr erforderlich.**

---

## 9.10 Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Das Konzept der anlageninternen Notfallmaßnahmen [50–54] wurde in deutschen DWRs und SWRs bereits um 1990 eingeführt. Sie wurden von der Betriebsmannschaft erarbeitet, und werden dann durchgeführt, wenn Ereignisse eintreten, die über die Auslegungstörfälle hinausgehen, d. h. wichtige Systeme (Komponenten) des Sicherheitssystems versagen und das Zusammenschmelzen des Reaktorkerns droht. Die einzelnen Prozeduren für die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen sind in einem **Notfallhandbuch** festgelegt, welches das Betriebshandbuch ergänzt. Notfallmaßnahmen werden von der Betriebsmannschaft und vom Krisenstab trainiert. Sie ermöglichen den Einsatz aller im Kernkraftwerk vorhandenen bzw. dafür vorbereiteten Systeme. Oberstes Ziel ist letztlich die Aufrechterhaltung der Schutzziele, d. h. der Unterkritikalität, Verhinderung von Kernschmelzen durch Kühlung des Reaktorkerns und eine ausreichende Rückhaltung von Radioaktivität (Abschn. 5.2, Kap. 5) sowie der Schutz der Anlage und die Vermeidung von Beeinträchtigungen der Bevölkerung und der Umwelt.

Beispiele für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen beim DWR sind:

### **9.10.1 Sicherstellung der Notstromversorgung**

Neben der Stromversorgung aus dem Fremdnetz sind dies die regulären Notstromdiesel, die Notstromdiesel aus dem verbunkerten Notstandssystem, Gasturbinen, Batterien, die über Wechselrichter Drehstrommaschinen versorgen (auch Brennstoffzellen sind möglich), und Untergrundkabel z. B. zu einem anderen Kraftwerk oder Pumpspeicherwerk. Daneben gibt es vorhandene, mobile (auch durch Helikopter transportierte) Notstromsysteme. Die erforderliche Notstromleistung liegt im Bereich von etwa 700 kW [52].

### **9.10.2 Sicherstellung der Speisewasserversorgung für die Dampferzeuger**

Dies sind der Speisewasserbehälter mit 300–400 m<sup>3</sup> und nach Druckentlastung der Dampferzeuger etwa 350 m<sup>3</sup> aus den Speisewasserleitungen und Vorwärmern, 150 m<sup>3</sup> Kondensat, 1.440 m<sup>3</sup> aus dem Notspeisesystem, 1.000 m<sup>3</sup> aus den Deionat-Behältern. Außerdem sind schnell anschließbare Feuerlöschpumpen mit Wasser aus Tiefbrunnen, Fluss- oder Seewasser verfügbar. Für die Abführung der Nachwärme über Verdampfen des Wassers sind etwa 20 kg/s Wasser notwendig [52].

### **9.10.3 Sicherstellung der Kernkühlung beim DWR**

Wichtig ist, neben der Druckabsenkung im sekundären Dampferzeugersystem, auch – wenn erforderlich – die Druckabsenkung im primären System. Daher wurden in deutschen DWRs genügend große Querschnitte für die Abblase-Ventile geschaffen und die Möglichkeit des Öffnens der Ventile durch die Operateure bei DWRs von der Warte aus verwirklicht. Wichtig ist, dass die Ventile beim Abblasen des Wasser-Dampf-Gemisches wieder schließbar sind. (siehe hierzu Abschn. 10.1, Three Mile Island Unfall).

Bei der primären Druckabsenkung drücken bei Erreichen von 25 bar automatisch die Druckspeicher und dann die Notkühlsysteme Wasser in den Reaktor-Druckbehälter (Abschn. 5.9.1). Für die Abführung der Nachwärme über Verdampfen des Wassers sind etwa 20 kg/s Wasser notwendig [52].

### **9.10.4 Beispiele für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen beim SWR**

Hochdruckkernschmelzen kann durch schnelle Druckentlastung über acht parallel geschaltete Entlastungsventile in die Kondensationskammer vermieden werden.

### **9.10.5 Sicherstellung der Notstromversorgung beim SWR**

Zusätzlich zu den bereits bei DWRs genannten Möglichkeiten kann mit Hilfe des bei abgeschaltetem Reaktor durch die Nachwärme entstehenden Dampfes eine vorhandene turbinengetriebene Pumpe das Wasser aus der Kondensationskammer in den Reaktor-Druckbehälter gepumpt werden. Dadurch kann der Ausfall aller Dieselsysteme (reguläre und im Notstandsgebäude befindliche) ausgeglichen werden.

### **9.10.6 Sicherstellung der Speisewasserversorgung beim SWR**

Bei Ausfall der gesamten Speisewasserversorgung kann Wasser aus internen Tiefbrunnen oder auch, wie beim DWR beschrieben, aus einem Fluss oder anderen Wasserquellen über mobile Feuerlöschpumpen herangezogen werden. Die gleichen Wasserreservoirs können auch zur Kühlung der Kondensationskammer herangezogen werden.

### **9.10.7 Überdruck im inneren Containment**

Bei Druckanstieg in der Kondensationskammer bzw. im inneren Containment, das mit Stickstoff inertisiert und mit katalytischen Wasserstoff-Rekombinatoren ausgerüstet ist, kann der Dampf mit Spaltprodukten und verbleibendem Wasserstoff gezielt über Ex-venting-Filter (s. Abschn. 9.6) in den Kamin abgegeben werden.

### **9.10.8 Katalytische Wasserstoff-Rekombinatoren**

Katalytische Wasserstoff-Rekombinatoren sind sowohl bei DWRs als auch bei SWRs vorhanden, um den entstandenen Wasserstoff bei verschiedenen Unfallsequenzen zu Wasser zu rekombinieren.

Bei erfolgreicher Durchführung der anlageninternen Notfallmaßnahmen kann das Sicherheitskonzept der gegenwärtigen KONVOI-DWRs und Siedewasserreaktoren (Gundremmingen) sich der Qualität des Sicherheitskonzepts der neuen Reaktoren (EPR, SWR-1000) weitgehend annähern.

---

## **9.11 Mobile Katastrophen-Einsatzteams**

Für den Fall eines größeren Unfalls in einem KKW steht in Deutschland ein Einsatzteam (Kerntechnischer Hilfsdienst GmbH (KHG)) zum Einsatz bereit. Dieser nahe dem früheren Kernforschungszentrum Karlsruhe stationierte Hilfsdienst wird von den deutschen KKW-Betreibern unterhalten. Er kann in kurzer Zeit an die Unfallstelle gerufen werden.

Er verfügt z. B. über:

- mobile Strahlenmess- und Dekontaminationsausrüstungen zur Behandlung radioaktiv kontaminierter Personen
- ferngesteuertes Räumgerät wie z. B. Schaufelbagger usw.
- ferngesteuerte Roboter mit Werkzeugen und Messgeräten, die sich im Inneren des Reaktorgebäudes bewegen können (Batterien müssen nach Erfahrungen während des Tschernobyl-Unfalls für den Betrieb in hohen Strahlungsfeldern strahlengeschützt sein)
- mobile Notstromgeräte verschiedener Art und Leistung.

Das KHG-Einsatzteam muss im Notfall mit der Betriebsmannschaft des KKW bei einem Reaktorunfall optimal zusammenarbeiten. Nach dem Fukushima-Unfall werden die Ausrüstung und die Einsatzpläne dieses Teams auch in Deutschland erneut überprüft.

---

## **9.12 Zukünftige Entwicklung der Sicherheitskonzepte in der Welt und Laufzeitverlängerung**

Das in Europa verfolgte, neue Sicherheitskonzept (EPR und SWR-1000) wurde bisher weder von den USA noch von den asiatischen Staaten in seiner vollen Konsequenz übernommen.

In den USA sind bis 2011 etwa 70 % der existierenden LWRs auf eine höhere Laufzeit von 60 Jahren verlängert worden. Dies geschah in den meisten Fällen nach geringen sicherheitstechnischen Nachrüstungen. Andere Länder sind dieser Tendenz zur Laufzeitverlängerung mit einiger Verzögerung gefolgt.

Lange Laufzeiten von bis zu 60 Jahren fördern jedoch nicht die schnelle Durchsetzbarkeit der neuen innovativen Sicherheitskonzepte wie die des EPRs und des SWR-1000, da in diesem Falle die Einführung neuerer KKWs mit den in den Abschn. 9.1–9.8 beschriebenen modernen Sicherheitskonzepten und der Ersatz der älteren KKWs zu lange dauert.

---

## **Literatur**

1. Hennies HH, Kessler G, Eibl J (1989) Improved containment concept for future pressurized water reactors, 5th Int. Conf. on Emerging Nuclear Energy Systems (ICENES) 3–6 July 1989, Karlsruhe, Germany
2. Hennies HH, Kessler G, Eibl J (1992) Containments and core catchers in future reactors. Atomwirtschaft 37:238–247
3. Eibl J et al (1992), How to eliminate containment failure in tomorrow's PWRs (Pressurized Water Reactors), Nucl. Engineering International 37(453):51–55
4. Kessler G (2002), Requirements for nuclear energy in the 21st century, Nuclear energy as a sustainable energy source, Progress in Nucl. Energy, 60(No.3–4):309–325
5. Gemeinsame Empfehlung von RSK und GPR für Sicherheitsanforderungen an zukünftige Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren, Bundesanzeiger Nr. 218, 20. November 1993

6. IPSN-GRS Proposals for the development of technical guidelines for future PWRs (1998), Vol. 5, Structuring GPR-RSK Recommendations as Guidelines, Common report IPSN/GRS No. 42, Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Saclay, France, Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Garching, Germany
7. Bundesgesetzblatt, Gesetz zur Sicherung des Einsatzes von Steinkohle in der Verstromung und zur Änderung des Atomgesetzes und des Stromeinspeisungsgesetzes (Artikel 4, 7. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes, § 7 Absatz 2a), Nr. 46, 19.7.1994
8. Kernenergieausstiegsgesetz (2011) Dreizehntes Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes vom 31.07.2011 (BGBl I S. 1704)
9. Reactor Safety Study (1975) An assessment of accidents risks in US Commercial Nuclear Power Plants. In: Rasmussen NC (ed) US Nuclear Regulatory Commission, Washington, WASH-1400 (NUREG-75/014)
10. Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase A (1980), Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), TÜV Rheinland, Köln
11. Ehrhardt J et al (1982) Der Einsatz des Unfallfolgenmodells der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" bei Risikoabschätzungen zu verschiedenen Reaktortypen, KfK-Nachrichten, Jahrg. 14-4:269-277, Kernforschungszentrum Karlsruhe
12. Bayer A, Heuser FW (1981) Basic aspects and results of the German Risk Study. Nuclear Safety 22:695-709
13. The SL-1 Reactor Accident. <http://www.radiationworks.com/photos/sl1reactor1.htm>; <http://en.wikipedia.org/wiki/SL-1>
14. Corradini ML et al (1988) Vapor explosion in light water reactors: a review of theory and modeling. Progress in Nucl Energy 22:1-117
15. Magallon D (2005) FCI Phenomena uncertainties impacting predictability of dynamic loading of reactor structures (from OECD SERENA programme), PSA-2 Workshop, Nov. 7-9, 2005, Aix-en-Provence
16. Berthoud G (2000) Vapor explosions. Annual Rev. Fluid Mech 32:573-611
17. Jacobs H et al (1994) Untersuchungen zur Dampfexplosion, PSF Statusbericht 23. März 1994 KfK 5326. Kernforschungszentrum Karlsruhe 214-232
18. Board SJ et al (1975) Detonation of coolant explosions. Nature 254(3):319-321
19. Berman M et al (1989) Steam explosion triggering and propagation: hypothesis and evidence, Proc. 3rd Int. Seminar on Containment and Nuclear Reactors, UCLA, Los Angeles, 10-11 August 1989 (SNL report SAND89-1878C)
20. Struwe D et al (1999) Consequence evaluation of in-vessel fuel coolant interaction in the European Pressurized Water Reactor, FZKA 6316, Forschungszentrum Karlsruhe
21. Krieg R (1995) Missiles caused by severe pressurized-water reactor accidents. Nuclear Safety 36:299-309
22. Allison M et al (1993) SCDAP/RELAP5 mod3.1 Code Manual, Vol. I-IV, NUREG/CR-6150, EGG-2720
23. Coryell E et al (1997) SCDAP/RELAP5 mod3.2 Code Manual, Vol. I-V, NUREG/CR-6150, INEL-96/0422
24. SCDAP/RELAP5 mod 3.2, <http://relap5.inel.gov/scdap/home.html>
25. Summers et al (1995) MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1-2 (Vers: 1.8.3), NUREG/CR-6119, SAND93-2185
26. Valette M (1997) MC3D V3.0 Directions for use, Commissariat à l'énergie atomique Grenoble, STR/LTEM, STR-LTEM-96-52
27. Berthoud G et al (1994) Development of a multidimensional model for the premixing phase of a fuel coolant interaction, Nucl Eng Design 149:409-418



28. Jacobs H et al (1995) Multifield simulations of premixing experiments, Prod. of "A multidisciplinary Intern. Seminar on intense multiphase interactions", Santa Barbara, CA, USA, June 9–13, 1995, pp 56–69
29. Krieg R et al (1995) Slug impact loading on the vessel head during a postulated in-vessel steam explosion in pressurized water reactors – assessments and discussion of the investigation strategy. Nucl Technol 111:369–385
30. Hirt A (1998) Rechenmodell zum Aufprall von Kernschmelze auf die oberen Einbauten und den Deckel eines Reaktordruckbehälters, FZKA 6054, Forschungszentrum Karlsruhe
31. Malmberg T (1995) Aspects of similitude theory in solid mechanics, Part I: Deformation behavior, FZKA 5657, Forschungszentrum Karlsruhe
32. Stach T (1997) Zur Skalierung von Modellversuchen zum Aufprall flüssiger Massen auf deformierbare Strukturen, FZKA 5903, Forschungszentrum Karlsruhe
33. Krieg R et al (2000) Load carrying capacity of a reactor vessel head under a corium slug impact from a postulated in-vessel steam explosion. Nucl Eng Design 202:179–196
34. Krieg R et al (2003) Load carrying capacity of a reactor vessel under molten core slug impact. Final report including recent experimental findings. Nucl Eng Design 293:237–253
35. Krieg R (1997) Mechanical efficiency of the energy release during a steam explosion. Nucl Technol 117:151–157
36. Travis JR et al (1998) GASFLOW-II: A three-dimensional-finite-volume fluid-dynamics code for calculating the transport, mixing, and combustion of flammable gases and aerosols in geometrically complex domains, theory and computational model, Vol. 1, FZKA-5994 and LA-13357-MS
37. Vesper A et al (1999) Experiments on turbulent combustion and COM3D verification, Proc. Jahrestagung Kerntechnik 99, Kerntechnische Gesellschaft e. V. Deutsches Atomforum e. V. Annual Meeting on Nuclear Technology 99, Karlsruhe, 18.-20. Mai 1999
38. Kotchourko A S et al (1999) Reactive flow simulations in complex 3D geometries using the COM3D code, Proc. Jahrestagung Kerntechnik 99, Kerntechnische Gesellschaft e. V. Deutsches Atomforum e. V. Annual Meeting on Nuclear Technology 99, Karlsruhe, 18.-20. Mai 1999
39. Redlinger R (1999) DET3D: a code for calculating detonations in reactor containments, Proc. Jahrestagung Kerntechnik 99, Kerntechnische Gesellschaft e. V. Deutsches Atomforum e. V. Annual Meeting on Nuclear Technology 99, Karlsruhe, 18.-20. Mai 1999
40. Dorofeev SB et al (2001) Evaluation of limits for effective flame acceleration in hydrogen mixtures. J Loss Prevent Process Indus 14:583–589
41. Dorofeev SB et al (1999) Effect of scale and mixture properties on behavior of turbulent flames in obstructed areas, FZKA 6268, Forschungszentrum Karlsruhe
42. Kuznetsov M et al (1999) Effect of obstacle geometry on behaviour of turbulent flames, FZKA 6328, Forschungszentrum Karlsruhe
43. Breitung W et al (2005) Innovative Methoden zur Analyse und Kontrolle des Wasserstoffverhaltens bei Kernschmelzunfällen, FZKA 7085, Forschungszentrum Karlsruhe
44. Rohde J et al (1997) Selection of representative accidents and evaluation of H<sub>2</sub>-control measures in PWR containments, 14th session of RSK Light Water Reactor Safety Committee, January 1997
45. Krieg R et al (2003) Assessment of the load-carrying capacities of a spherical pressurized water reactor steel containment under a postulated hydrogen detonation. Nucl Technol 141:109–121
46. ABAQUS (1989) A general purpose linear and nonlinear finite element code, user manual standard 5.8, Hibbit, Karlson & Sorenson Inc., Providence, Rhode Island
47. Bung H et al (1993) A new method for the treatment of impact and mechanics in reactor technology (SMIRT12), Stuttgart, Germany
48. Krieg R (2005) Failure strains and proposed limit strains for a reactor pressure vessel under severe accident conditions. Nucl Eng Design 235:199–212
49. Breitung W et al (2005) Innovative Methoden zur Analyse und Kontrolle des Wasserstoffverhaltens bei Kernschmelzunfällen, Abschlußbericht zu Teilprojekt 1 des HGF-Strategiefondsprojekts 98/07



50. Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher DWR in Deutschland (2001) GRS-175, Gesellschaft für Reaktorsicherheit
51. Birkhofer A (1989) Anlageninterner Notfallschutz, Achtes deutsches Atomrechtssymposium 1.-3. März 1989 München, Carl Heymann KG, Köln
52. Schenk H (1990) Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz, Atomwirtschaft, November 1990:514–520
53. Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B (1990) TÜV Rheinland, Köln
54. Kersting E et al (1993) Safety analysis for boiling water reactors, A summary, GRS-98, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Garching
55. The RELAP5 Development Team (1995) RELAP5/mod3 Code Manual, Vol. 1–7, NUREG/CR-5535, INEL-95/1074
56. Jacobs G (1995) Dynamic loads from reactor pressure vessel core melt through under high primary pressure. Nucl Technol 111:351–356
57. Plank H et al (2009) Severe Accident Management Measures for Future NPPs. <http://sacre.web.psi.ch/ISAMM2009/oecd-sami2001/Papers/p20-Plank/SAM-Paper-b.pdf>
58. Czech J et al (1999) European pressurized water reactor: safety objectives and principles. Nucl Eng Design 187:25–32
59. Henry RE et al (1993) External cooling of a reactor vessel under severe accident conditions. Nucl Eng Design 139:31–43
60. Thinnies GL et al (1989) Comparison of thermal and mechanical responses of the Three Mile Island Unit 2 vessel. Nucl Technol 87:1036–1049
61. Stosic ZV et al (2008) Boiling water reactor with innovative safety concept: the generation III+ SWR-1000. Nucl Eng Design 238:1863–1901
62. Kolev NI (2004) External cooling – the SWR-1000 severe accident management strategy, 12th Int. Conf. on Nuclear engineering – ICONE-12, April 25–29, Arlington, VA, USA
63. Reimann M et al (1981) The WECHSL-Code: a computer program for the interaction of a core melt with concrete, KfK 2980, Kernforschungszentrum Karlsruhe
64. Reimann M (1987) Verification of the WECHSL-code on melt/concrete interaction and application to the core melt accident. Nucl Eng Design 103:127–137
65. Krieg R et al (1987) Failure pressure and failure mode of the latest type of German PWR containments. Nucl Eng Design 104:381–390
66. Göller B et al (1988) Failure pressure and failure mode of the bolted connection for the large component port in German PWR containments. Nucl Eng Design 106:35–45
67. Kuczera B (1991) Aktueller Stand der Reaktorsicherheitsforschung dargestellt anhand von Ergebnissen aus der deutschen Risikostudie Kernkraftwerke – Phase B, Radioaktivität – Risiko – Sicherheit, Herausgeber Kernforschungszentrum Karlsruhe (2. veränderte und aktualisierte Auflage 1991)
68. Turrichia A (1992) How to avoid molten core/concrete interaction (and steam explosions, Proc. 2nd OECD(NEA) CSNI Spec. Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interaction, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, H. Alsmeyer (ed) p 503
69. Tromm W et al (1991) Radionuclide dispersion after core-concrete melt leaching by groundwater. Kerntechnik 56(6):7–12
70. Alsmeyer H et al (1987) BETA-experiments in verification of the WECHSL-code: experimental results on the melt-concrete interaction. Nucl Eng Design 103:115–125
71. Alsmeyer H (1989) Containment loadings from melt-concrete interaction. Nucl Eng Design 117:45–50
72. Fieg G et al (1996) Simulation experiments on the spreading behavior of molten core melts, Proc. of the 1996 National Heat Transfer Conf., Houston, TX, August 3–6, 1996, Vol. 9:121–130, La Grange Park, Ill. American Nuclear Society
73. Lewis BJ (2008) Overview of experimental programs on core melt progression and fission product release behaviour. J Nucl Mater 380:126–143

74. Meyer L et al (2003) Low pressure corium dispersion experiments with simulant fluids in a scaled annular cavity. Nucl Technol 141:257–274
75. Ott LJ (1997) Advanced BWR Core Component Designs and the Implications for SFD Analysis, Oak Ridge National Laboratory P.O. Box 2009, Oak Ridge, Tennessee 37831–8057 (423) 574–0324
76. Park JW (2012) Investigation of core melt coolability inside the large evolutionary advanced power reactor APR1400, atw 57. Heft 1

Sicherheit von Leichtwasserreaktoren

Risiken der Nukleartechnologie

Kessler, G.; Vesper, A.; Schlüter, F.-H.; Raskob, W.;

Landman, C.; Päsler-Sauer, J.

2012, XVI, 273 S. 158 Abb., Hardcover

ISBN: 978-3-642-28380-2