



DAS KKW-PROJEKT MOCHOVCE 3&4 IM LICHT DER NUKLEAR-KATASTROPHE VON FUKUSHIMA

**Maßnahmen zur Verhinderung schwerer Unfälle im KKW Mochovce 3&4
unter Berücksichtigung der Katastrophe von Fukushima und mit Bezug auf
die Stress-Tests**

(Post-Fukushima Überlegungen zu Mochovce 3&4)

**Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften
Department für Wasser, Atmosphäre und Umwelt
Universität für Bodenkultur, Wien**

Beiträge von

**Georgi Kastchiew, Wolfgang Kromp, Roman Lahodynsky, Steven Sholly und
Geert Weimann**

Projektleiter

Wolfgang Kromp

Übersetzung ins Deutsche

Ilse Tweer

Lay-out und redaktionelle Überarbeitung

Nikolaus Arnold und Klaus Gufler

Im Auftrag

**der Bundesländer Burgenland, Kärnten, Niederösterreich,
Oberösterreich, Salzburg, Steiermark, Tirol, Vorarlberg und Wien**

Wien, September 2012

Impressum

Medieninhaber und Herausgeber:

Universität für Bodenkultur, Wien, Department für Wasser – Atmosphäre – Umwelt
Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften,
Borkowskigasse 4, 1190 Wien, Österreich

URL: <http://www.risk.boku.ac.at>

Inhaltsverzeichnis

ABKÜRZUNGEN UND GLOSSAR	6
VORWORT	11
KURZFASSUNG.....	13
1 ÜBERBLICK ÜBER DIE FUKUSHIMA-UNFÄLLE	17
1.1 ABLAUF UND KONSEQUENZEN DER FUKUSHIMA-UNFÄLLE.....	17
1.1.1 <i>Erdbeben und Tsunami</i>	17
1.1.2 <i>Evakuierung</i>	19
1.1.3 <i>Radioaktive Freisetzungen</i>	20
1.1.4 <i>Vergleich radioaktiver Freisetzungen in Fukushima und Tschernobyl</i>	20
1.1.5 <i>Vergleich der Cs-137 Freisetzungen Hiroshima und Fukushima</i>	21
1.1.6 <i>Kontinuierliche radioaktive Freisetzungen</i>	21
1.1.7 <i>Radioaktive Kontamination</i>	22
1.1.8 <i>Dosisgrenzwerte und Strahlungsdosen</i>	23
1.1.9 <i>Finanzielle Verluste durch die Fukushima Daiichi Reaktorkatastrophe</i>	25
1.2 ZUSTAND VON FUKUSHIMA BLOCK 1 BIS 4.....	26
2 ERKENNTNISSE AUS DEN FUKUSHIMA-UNFÄLLEN	30
2.1 UNTERSCHÄTZUNG DER RISIKEN UND MANGEL AN VORSORGE.....	30
2.2 VERSAGEN DES INTERNATIONALEN SICHERHEITSSYSTEMS	31
2.3 BEWERTUNG DER NUKLEARKATASTROPHE DURCH DIE JAPANISCHE PARLAMENSKOMMISSION	33
2.4 VERSAGEN DES IAEA NON-PROLIFERATION-SYSTEMS.....	33
2.5 SCHWERE AUSLEGUNGSFEHLER.....	34
2.6 UNZUREICHENDE AUSSTATTUNG MIT GERÄTEN.....	34
2.7 UNVOLLSTÄNDIGE SICHERHEITSAUSLEGUNG	34
3 FUKUSHIMA-VERWANDTE THEMEN FÜR DIE MOCHOVCE BLÖCKE 3&4	37
3.1 ÜBERLAGERUNG VON EREIGNISSEN MIT ANSCHLIEßENDEN AUSFÄLLEN	38
3.2 SICHERHEITSSYSTEME, STRUKTUREN UND NOTFALLMAßNAHMEN IM LICHT DER FUKUSHIMA-UNFÄLLE	39
3.2.1 <i>Mängel des WWER-440/213 Confinement Konzepts</i>	40
3.2.2 <i>SAMG Strategie zum Wasserstoff Management</i>	42
3.2.3 <i>Externes RDB Kühlsystem zum Rückhalt des Coriums ("In-Vessel Retention")</i>	44
3.2.4 <i>Notstromversorgung für schwere Unfälle – Vorgesehen oder installiert?</i>	46
3.2.5 <i>Gleichzeitiges Auftreten von Kernschmelze in mehreren Blöcken</i>	46
3.2.6 <i>Management schwerer Unfälle und Containment-Integrität</i>	47
3.2.7 <i>Erhaltung der Containment-Integrität nach Brennstoffschaden</i>	47
3.2.8 <i>Abklingbecken in der Reaktor Halle (außerhalb des Confinements)</i>	47
3.2.9 <i>Unfallmanagement nach Abdeckung des Abklingbeckens</i>	47
3.2.10 <i>Wasserstoffmanagement in der Reaktorhalle</i>	48
3.2.11 <i>Verfügbarkeit und Betretbarkeit des Kontrollraums</i>	48
3.2.12 <i>Zusammenfassung - Management Schwerer Unfälle</i>	48
3.3 KONFORMITÄT DES WWER-440/213-CONFINEMENTS MIT INTERNATIONALEN ANFORDERUNGEN	50
4 SEISMIZITÄT DES STANDORTES UND SEISMISCHE GEFÄHRDUNG DER EMO -BLÖCKE.....	55
4.1 ABSCHÄTZUNG DER ERDBEBENGEFÄHRDUNG.....	55
4.2 UNZULÄNGLICHKEIT DER SEISMISCHEN GEFÄHRDUNGSABSCHÄTZUNG	57
4.3 VERGLEICH MIT DATEN ÄHNLICHER KKW AUS ANDEREN NATIONALEN BERICHTEN	58
5 GEFÄHRDUNGEN DURCH TERRORISTISCHE AKTIONEN GEGEN NUKLEARANLAGEN	59
5.1 PHYSISCHE ANGRIFFE & SABOTAGE	59

5.2	ANGRIFFE AUS DISTANZ	59
5.3	CYBERANGRIFFE	60
6	ERGEBNIS DER SLOWAKISCHEN STRESS-TESTS.....	61
6.1	EUROPÄISCHE STRESS-TESTS.....	61
6.2	MOCHOVCE STRESS-TESTERGEBNISSE.....	62
6.3	SCHWERER UNFALL IM LAGERBECKEN FÜR ABGEBRANNT BRENNELEMENTE	64
6.4	VERGLEICH SLOWAKISCHER, UNGARISCHER UND TSCHECHISCHER STRESS-TESTERGEBNISSE.....	66
6.4.1	<i>Laufende Aktivitäten für das KKW Paks betreffend "Kernschmelze-Rückhaltung im RDB "</i>	66
6.4.2	<i>Laufende Aktivitäten für das KKW Dukovany betreffend Kernschmelze Rückhaltung im RDB</i> .	68
6.4.3	<i>Zitationsmängel der Stress-Testberichte betreffend " Kernschmelze Rückhaltung im RDB "</i>	69
6.4.4	<i>RDB Kühlung von außen - Werkstoffverhalten.....</i>	73
7	SCHLUSSFOLGERUNGEN UND EMPFEHLUNGEN.....	75
8	LITERATUR.....	76
APPENDIX I		83
APPENDIX II		87
APPENDIX III		101
APPENDIX IV.....		103

Abbildungsverzeichnis

ABBILDUNG 1-1: LAGE DES ERDBEBEN-EPIZENTRUMS	17
ABBILDUNG 1-2: GEMESSENE DOSISLEISTUNGEN AN AUSGEWÄHLTEN MESSPUNKTEN. FUKUSHIMA DAIICHI.....	18
ABBILDUNG 1-3: 20 KM ZONE (SPERRZONE) UND "DELIBERATE EVACUATION AREA"	19
ABBILDUNG 1-5: KONTAMINATION VON JAPANISCHEM TERRITORIUM MIT CS-137	22
ABBILDUNG 1-6: ABLAGERUNG VON CS-137 UND CS-134 IN JAPAN.....	23
ABBILDUNG 1-8: TEPCO-ÜBERBLICK ÜBER DIE GEGENMAßNAHMEN IN DEN FUKUSHIMA-BLÖCKEN	29
ABBILDUNG 3-1: GENERISCHES SCHEMA DES WWER 440/V213	37
ABBILDUNG 3-2: ANORDNUNG ZUM FLUTEN DER REAKTORGRUBE UND SPRÜHEN IM CONTAINMENT.....	45
ABBILDUNG 3-3: WWER-440/213–CONTAINMENT- (EIG. CONFINEMENT-) SCHEMA (MODIFIZIERT N. ŠABATA 2000)	51
ABBILDUNG 3-4: VERTIKALER QUERSCHNITT DURCH DAS REAKTORGEBÄUDE	51
ABBILDUNG 6-1: KÜHLSCHLEIFE FÜR DAS KKW PAKS.....	67
ABBILDUNG 6-2: GESAMTANSICHT DER CERES-VERSUCHSANLAGE IN DER HALLE DER PMK-2 OHNE HEIZUNG UND ISOLATION.....	67
ABBILDUNG 6-3: DRUCK IM CONTAINMENT (REAKTORGRUBE IST GEFLUTET) BEI VERSCHIEDENEN LECKRATEN.....	68

Tabellenverzeichnis

TABELLE 1-1: RADIOAKTIVE FREISETZUNGEN IN DIE UMGEBUNG ENTSPRECHEND VERSCHIEDENEN QUELLEN	20
TABELLE 3-1: VERGLEICH VON CONTAINMENT ANFORDERUNGEN (IAEO).....	52
TABELLE 3-2: VERGLEICH VON CONTAINMENT ANFORDERUNGEN (WENRA)	54
TABELLE 6-1: BEWERTUNG DER WISSENSBASIS ZU PHÄNOMENEN SCHWERER UNFÄLLE	71

Abkürzungen und Glossar

Abklingbecken	Mit Wasser gefülltes Becken, in welchem die verwendeten Brennelemente nach ihrer Entfernung aus dem Reaktorkern gekühlt werden, bis sie in ein Zwischenlager transportiert werden
BDBA	Beyond Design Basis Accident (Auslegungsüberschreitender Störfall)
Bq	Becquerel
BRU-A	Abblaseventile auf der Sekundärseite
Bubbler Condenser	Druckabbausystem (Dampf strömt durch eine unterkühlte Wasservorlage und kondensiert dabei)
BWR	Boiling Water Reactor (Siedewasserreaktor)
CFD	Computational Fluid Dynamics Code
CNS	Convention on Nuclear Safety
Confinement	Sicherheitshülle für WWER-440/213-Reaktoren mit Kondensationsturm oder westliche Reaktoren (meist SWR) mit analogen Funktionsmerkmalen. Bereiche der Struktur besitzen relativ geringe innere Druckfestigkeit und äußere Widerstandsfähigkeit. Im Falle der WWER-440/213 darüber hinaus gehend relativ große Undichtheit auch im Normalbetrieb
Containment	Sicherheitshülle für Reaktoren mit relativ großer innerer Druckfestigkeit und äußerer Widerstandsfähigkeit sowie relativ großer Dichtheit im Normalbetrieb (die meisten westlichen DWR sowie WWER-1000)
Corium	Geschmolzenes Material welches bei einer Kernschmelze entsteht
Cs	Caesium
DBA	Design Basis Accident (Auslegungsstörfall)
DDT	Deflagration zu Detonation
DWR	Druckwasserreaktor
EBO	Atómové elektrárne Bohunice (KKW Bohunice)
EDU	KKW Dukovany
EMO	Atómové elektrárne Mochovce (KKW Mochovce)
ENEL	Ente nazionale per l'energia elettrica
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EOP	Emergency operating procedures (Operative Richtlinien für den Notfall)
ERVC	Externe RDB Kühlung
ETE	KKW Temelin
FLUENT	Flow Modeling Simulation Code

GASFLOW	Computational Fluid Dynamics Code
GSR	General Safety Requirements der IAEA
GW	Gigawatt
HAEA	Ungarische Atom Regulierungsbehörde
HPCI	High-pressure coolant injection system
HPME	Ausstoß der Kernschmelze unter hohem Druck
Hydrogen Igniters	Wasserstoffzünder
I	Jod
I & C	Instrumentation and Control (Mess-, Steuer-, und Regelungstechnik)
IAEA	International Atomic Energy Agency
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISR	Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften, Universität für Bodenkultur, Wien
IVR	Rückhaltung der Kernschmelze im RDB
kBq	Kilo Becquerel
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverluststörfall
LB-LOCA	Large-Break LOCA
LNG	Flüssiggas
LOCA	Loss of Coolant Accident (Kühlmittelverluststörfall)
LWR	Leichtwasserreaktor
MAAP	Modular Accident Analysis Program (Computercode welcher schwere Unfälle in KKW simulieren kann)
Mark – 1	Containment- (Confinement)-Typ (Generation 1) bei BWR
MBq	Mega Becquerel
MCE	Maximal mögliches Erdbeben
MCR	Main Control Room (Hauptkontrollraum)
MELCOR	Ein Computercode für Quellterme von schweren Unfällen in Kernkraftwerken und für die Risiko Abschätzungsanalyse
MSK	Medwedew-Sponheuer-Karnik-Skala
mSv	Milli Sievert
MW	Megawatt
MW _{th}	Megawatt thermisch
NGO	Nicht Regierungsorganisation
NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency (Japan)
NPP	Nuclear Power Plant (Kernkraftwerk)
ORNL	Oak Ridge Nuclear Laboratory

PAR	Passive Autocatalytic Recombiners (Passive Autokatalytische Wasserstoff Rekombinatoren)
PGA	Peak Ground Acceleration (maximale Bodenbeschleunigung)
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
Pu	Plutonium
PWR	Pressurized Water Reactor
RASPLAV	Projekt welches auf die Verbesserung von Strategien während eines schweren Kernschmelzunfalls abzielt
RCIC	Reactor core isolation system
Reaktordruckbehälter (RDB)	Behälter in einem Kernkraftwerk welcher den Reaktorkern mit den Brennelementen enthält und umschließt.
RLE	Überprüfungserdbeben
RPV	Siehe Reaktordruckbehälter
SA	Severe Accident (schwerer Unfall)
SAM	Severe Accident Management
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SCSIN	Service Centrale de Sûrete des Installations Nucleaires
SE	Slovenské Elektrárne
SFSF	Spent fuel storage Facilities (Einrichtungen für abgebrannte Brennelemente)
SNL	Sandia National Laboratories
Sr	Strontium
STUK	Finnische Atom Regulierungsbehörde
SUJB	Tschechische Atom Regulierungsbehörde
Sv	Sievert
SWR	Siedewasserreaktor
TBq	Tera Becquerel
Te	Tellur
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TMI	Three Mile Island
UJD	Slowakische Atom Regulierungsbehörde
US NRC	US Amerikanische Atom Regulierungsbehörde
VUJE	Nuclear Power Plant Research Institute (Slovakia)
WENRA	Western European Nuclear Regulators' Association
WWER	Wassergekühlter & Wassermoderierter Energie-Reaktor (Russischer DWR)
WWER-1000	Wassergekühlter & Wassermoderierter Energie-Reaktor der dritten Generation (Russischer DWR)

WWER-440/213	Wassergekühlter & Wassermoderierter Energie-Reaktor der zweiten Generation (Russischer DWR)
WWER-440/230	Wassergekühlter & Wassermoderierter Energie-Reaktor der ersten Generation (Russischer DWR)

Anmerkung der Verfasser:

Im vorliegenden Bericht wird dem Großteil der nichtslowakischen Literatur folgend die Sicherheitshülle des WWER-440/213-Reaktors mit „Confinement“ bezeichnet, um den sicherheitsrelevanten Unterschied zu den als „Containment“ bezeichneten gebräuchlichen Sicherheitshüllen höherer Druckfestigkeit und Dichtigkeit westlicher Druckwasserreaktoren deutlich zu machen. Die in der Literatur als Containment bezeichneten Sicherheitshüllen westlicher Siedewasserreaktoren mit ihren den WWER-440/213-Sicherheitshüllen analogen konstruktiven Merkmalen fallen nach Meinung der Verfasser ebenfalls unter die Kategorie „Confinement“, wie Fukushima deutlich vor Augen geführt hat. Zu den Unterschieden siehe Glossar und ausführlich Abschnitt 3.1.2. Die Bezeichnung „Containment“ für Sicherheitshüllen der WWER-440/213- oder Siedewasserreaktoren wird im vorliegenden Bericht nur dort verwendet, wo die Information auf Literatur Bezug nimmt, in der diese Bezeichnung verwendet wird. Für den verallgemeinernden Begriff „Sicherheitshülle“ werden auch die Bezeichnungen „Sicherheitsbehälter“ und „Sicherheitseinschluss“ verwendet.

Vorwort

Mochovce 3&4 (EMO 3&4) ist im Stadium der Fertigstellung. Die damit in Zusammenhang stehenden Sicherheitsbedenken wurden im Rahmen des regulären bilateralen Konsultationsverfahrens und zusätzlich in einer Reihe von Workshops unter Beteiligung unabhängiger Österreichischer Experten diskutiert. Zwei Workshops, die sich mit dem Containment (Confinement) und Seismischen Problemen beschäftigten, fanden 2009 und 2010 statt. Zudem führte ein Österreichisches Expertenteam eine Besichtigung von EMO 3&4 durch. Weitere Workshops wurden vereinbart, bisher aber wegen des Fukushima-Unfalls noch nicht abgehalten.

Die Erkenntnisse vornehmlich aus der offenen Literatur sowie teilweise aus bilateralen Nuklearexpertentreffen nach den bilateralen Nuklearinformationsabkommen zwischen Österreich und kernkraftwerkbetreibenden Nachbarländern fanden ihren Niederschlag im Bericht Kromp, W., G. Kastchiv, R. Lahodynsky, N. Meyer und S. Sholly (2011): Das KKW-Projekt Mochovce 3&4: Sicherheitsfragen. Im Auftrag des Amtes der Niederösterreichischen Landesregierung, Wien, März 2011.

Die Unfallserie von Fukushima zeigte, dass die gegenwärtigen Sicherheitsvorkehrungen bei Kernkraftwerken mit LWR-Reaktoren in bestimmten Aspekten unzureichend sind – dies gilt auch für die Reaktoren des Typs WWER-440/213, auf dem auch die Blöcke EMO 3&4 gründen. Der vorliegende Bericht ist diesen Themen gewidmet.

Wegen der Unfallserie in Fukushima veranlasste die Europäische Union sogenannte „Stress-Tests“ für alle Kernkraftwerke in ihrem Bereich (ENSREG 2011). Die Berichte der einzelnen Länder über die Situation in den eigenen Kernkraftwerken liegen nun vor und enthalten einiges an neuen Informationen. Diese wurden in die Erarbeitung des vorliegenden Berichtes einbezogen.

Während der oben erwähnte Vorläuferbericht Kromp et al. (2011) eine umfassende Darstellung der Sicherheitsfragen des Reaktortyps WWER-440/213 im Allgemeinen und Mochovce 3&4 im Speziellen umfasst, stellt der vorliegende Bericht eine Vertiefung im Hinblick auf die Behandlung der Thematik schwerer Unfälle dar, welche durch die Nuklearkatastrophe in Japan seit dem März 2011 einen unerwartet hohen Stellenwert erhalten hat.

So wird gleichsam als Einführung in das Thema „Schwere Unfälle“ am Anfang des vorliegenden Berichtes im Kapitel 1 ein Überblick über die Fukushima-Unfälle gegeben, wobei einerseits der Ablauf und die Folgen, andererseits der Zustand in den Blöcken 1 bis 4 nach dem neuesten Wissensstand behandelt werden.

Im Kapitel 2 werden die bisherigen Erkenntnisse aus den Fukushima-Unfällen erläutert und zusammengefasst.

Im Kapitel 3 werden für die Mochovce-Blöcke 3&4 relevanten Themen zu Fukushima behandelt, wie z.B. die Überlagerung von Ereignissen mit anschließenden Ausfällen sowie das vorgesehene Kühlsystem zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter (in-vessel retention) und entsprechende unterstützende Systeme. Für die beiden letztgenannten Themenbereiche werden u.a. die entsprechenden Ausführungen aus dem Slowakischen Stress-Testbericht herangezogen und kommentiert, da diese die derzeit einzige und aktuellste öffentlich verfügbare Informationsquelle zu diesen Themen darstellt.

Das Confinementsystem der Mochovce 3&4-Blöcke, das bereits im ersten Bericht behandelt wurde, wird im vorliegenden Bericht bewusst noch einmal aufgegriffen und auf die Schwächen gerade in Hinsicht auf eine Beherrschung eines Schweren Unfalles z. T. detaillierter und z. T. komplettierend eingegangen. Einen wesentlichen neuen und vertiefenden Beitrag liefert das Kapitel zur Machbarkeit der Kernschmelzurückhaltung im Reaktordruckbehälter („in vessel core melt retention“), deren Inhalte aus der verfügbaren Literatur

zusammengestellt und kommentiert wurde, und die einige offenen Fragen bezüglich einer ausreichenden Wissensbasis aufwerfen.

Die seismische Unterbewertung des Standortes Mochovce wird wie im vorigen auch im gegenwärtigen Bericht behandelt aber zusätzlich mit anderen WWER-440/213-Standorten verglichen.

Eine Erweiterung erfuhr der gegenständliche Bericht auch durch die Behandlung von Themen wie Terrorangriff von außen oder Cyberangriffe.

Die Problematik der Lagerung abgebrannter Brennstäbe in den Abklingbecken in der Reaktorhalle außerhalb des Confinements wurde wegen seiner besonderen Brisanz im Hinblick auf schwere Unfälle auch in diesen Bericht wieder aufgenommen und thematisiert. Dabei wurden – wie oben schon erwähnt – auch die Ergebnisse der nationalen Stress-Testberichte herangezogen.

Als weiteres neues Element im gegenständlichen Bericht finden sich Vergleiche der Ausführungen aus dem Stress-Testbericht der Slowakei mit jenen der Ungarischen und der Tschechischen Republik zu Themen wie Seismik am Standort und Kernschmelzerückhaltung im Reaktordruckbehälter.

Die neuen Erkenntnisse, die im vorliegenden Bericht festgehalten sind, machen im Lichte von Fukushima eine Fortführung und teilweise Neubewertung des bilateralen Prozesses bezüglich der Fertigstellung von EMO 3&4 zwingend erforderlich. Es wären u.a. Themen, wie die Widerstandsfähigkeit des Confinements beim Schweren Unfall, die Kernschmelzerückhaltefähigkeit im Reaktordruckbehälter, die Problematik des ungeschützten Brennelemente-Lagerbeckens außerhalb des Confinements sowie die Seismizität am Standort neu aufzugreifen und zu diskutieren.

Kurzfassung

Die Unfallserie im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi I hat Schwächen in der bisherigen Sicherheitsphilosophie der Kernkraftwerke – unabhängig vom auslösenden externen Ereignis – sehr deutlich gemacht. Dies betrifft sowohl die Sicherheitssysteme des Kernkraftwerkes selbst, als auch den Umgang mit schweren Unfällen, da heute, mehr als ein Jahr nach dem Unfall, die Situation in den sechs betroffenen Anlagen keineswegs stabilisiert ist, und die Stabilisierungs- und Aufräumarbeiten noch Jahrzehnte dauern werden.

Zu den wichtigsten Erkenntnissen von Fukushima gehört, dass die Folgen von Störereignissen in ihrem vollen Umfang wegen der Komplexität der Anlagen nicht vorhersehbar sind. Auch ist gleichzeitiges Auftreten verschiedener Ereignisse wahrscheinlicher als in der Vergangenheit angenommen. Probleme in einem Reaktor können auf benachbarte Einheiten übergreifen, insbesondere wenn diese durch gemeinsame Anlagen verbunden sind.

Das Zusammenwirken mehrerer Ereignisse ist nicht auf Erdbeben und nachfolgende Tsunamis beschränkt; andere Beispiele, die auch für Mochovce relevant sind, wären: Turbinenversagen das sowohl einen Zerknall als auch Feuer auslöst, oder eine Überschwemmung der gemeinsamen Turbinenhalle von WWER-440/213 Anlagen, das einen gleichzeitigen Stromverlust in allen 4 Anlagen bewirken kann, oder ein Erdbeben, das Kühltürme zum Einsturz auf das Gebäude für das Nebenkühlwasser bringt und damit zwei Anlagen ihrer letzten Wärmesenken beraubt. Besonders wirksam könnten auch z.B. Flugzeugabstürze sein.

Auf Europäischer Ebene beteiligten sich in Folge von Fukushima alle Staaten mit Kernkraftwerken an einem sogenannten „Stress-Test“, zur Überprüfung der Resistenz der Kernkraftwerke gegenüber schweren Unfällen. Die nationalen Berichte, auch jener der Slowakei, liegen seit Jahresbeginn vor sowie die Peer-Reviewberichte seit Ende April 2012.

Als gemeinsame Erkenntnis kann gelten, dass sichergestellt werden muss, dass bei schweren Unfällen die Kernschmelze nicht aus dem Druckbehälter austritt, da sonst Bedingungen entstehen können, die mit hoher Wahrscheinlichkeit nicht beherrschbar sind.

Grundsätzliche Problembereiche des KKW Mochovce 3&4 wurden bereits im Bericht „Das KKW-Projekt Mochovce 3&4: Sicherheitsfragen. Im Auftrag des Amtes der Niederösterreichischen Landesregierung, Wien, März 2011“ (Kromp et al. 2011) dargelegt. Dieser Bericht wird mit den vorliegenden Ausführungen ergänzt, indem er einerseits der Frage nachgeht, ob der sichere Einschluss des Kerns im Reaktordruckbehälter in diesem Kraftwerk mit den vorhandenen oder geplanten Systemen gewährleistet werden kann, andererseits aber darüber hinaus prüft, welche anderen Lehren aus dem Unfall in Fukushima für das Kraftwerk gezogen werden können. Die Informationen aus dem nationalen Stress-Testbericht der Slowakei sowie anderer WWER-440er-Betreiberstaaten werden dabei berücksichtigt.

Auslegungserdbeben

Noch wird untersucht, ob die Probleme in Fukushima mit dem Erdbeben oder mit dem nachfolgenden Tsunami ihren Ausgang nahmen, aber angesichts der Unsicherheit und der Ungewissheit, ob sich dies je endgültig klären lassen wird, gebietet das Prinzip der Vorbeugung eine erneute Betrachtung der Auslegungserdbeben. Es geht dabei – wie Fukushima gezeigt hat – nicht um die absolute Erdbebengefahr (diese ist in Mochovce niedriger als in Japan), sondern um den fehlenden Spielraum zu möglichen Maximalbeben sowie zur Widerstandsfähigkeit der Anlagenstruktur.

Gutdeutsch hat nach Betrachtung historischer Beben schon 1995 darauf hingewiesen, dass am Standort Mochovce die Erdbebengefahr systematisch unterschätzt wird. Die nahe am Standort Mochovce vorbeiziehende, tief liegende, neo-tektonisch aktive Vepor-Rab-Certovica Störung erfordert bei konservativer Berechnung nach den Französischen SCSIN Standards die Zugrundelegung eines Bebens der Intensität von $I = 8^\circ$ MSK und ein PGA-Niveau von 0,4 g. Damit wäre der Standort Mochovce nach slowakischem Recht für Kernkraftwerke allerdings nicht zugelassen.

Einschluss einer allfälligen Kernschmelze im Reaktordruckbehälter

In Mochovce wird das Konzept verfolgt, dass im Fall von Kernschmelze die Reaktorgrube (d.h. der Raum in den der Reaktordruckbehälter eingehängt ist) möglichst rasch geflutet wird, um das Durchschmelzen des RDB Unterteils zu vermeiden. Das heißt, es muss genug Wasser verfügbar sein, es muss Leitungen geben, um dieses Wasser vor Ort zu bringen und es muss eine Instrumentierung vorhanden sein, um Einblick in das Geschehen als Grundlage für geeignete Entscheidungen zu gewährleisten.

Damit die Kühlung rasch erfolgen kann, muss die Abschirmung des Reaktordruckbehälters, insbesondere an der Unterseite des Reaktors, wo sich die Schmelze sammelt, automatisch geöffnet werden.

Das Wasser soll von den Wannen des Druckunterdrückungssystems (Kondensationsturm) zugeleitet werden. Dafür sollen nicht für Wasser ausgelegte Lüftungskanäle in Anspruch genommen werden. Die Auslösung dieses Prozesses stellt ein eigenes Problem dar.

Der Abströmquerschnitt für den durch die Aufheizung erzeugten Dampf ist sehr klein und kann zu Problemen führen, was wiederum die Kühlleistung beeinträchtigen kann. Die Kondensation des entstehenden Dampfes bedarf eines aktiven, pumpengetriebenen Sprinklersystems mit kaltem Wasser mit einem eigenen Kühlkreislauf.

Die Funktionstüchtigkeit und Verlässlichkeit dieses theoretisch nachvollziehbaren, aber komplexen Sicherheitssystems ist weder in allen Teilbereichen, noch insgesamt nachgewiesen, schon gar nicht unter Bedingungen des schweren Unfalls. Auffällig ist, dass weder in den Stress-Testberichten noch in den bisherigen bilateralen Verhandlungen die seit 2002 laufenden gemeinsamen Forschungs- und Versuchsaktivitäten der Betreiber von WWER-440/213-Reaktoren (VERSAFE) in diesem Bereich mit umsetzbaren Ergebnissen vorgestellt wurden.

Eines der Probleme liegt in der Voraussetzung, dass die thermische Belastbarkeit des Reaktordruckbehälters gegeben ist, d.h. dass es trotz des starken Temperaturgradienten in der Stahlwand des Reaktordruckbehälters zu keinem Bruchversagen kommt. Hierbei spielt das Ausmaß der Neutronenversprödung der RDB Wand eine wichtige Rolle.

Das Wasser aus den Wannen des Druckunterdrückungssystems ist auch im Notfall zur Nachfüllung von Kühlwasser in das außen liegende Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente vorgesehen. Gleichzeitiges Auftreten dieser beiden Bedarfe muss daher ausgeschlossen werden, oder einer muss adäquat kompensiert werden.

Das System mag eine Kühlung des Reaktordruckbehälters bewirken, trägt jedoch nicht zur Beendigung des Kernschmelzens bei.

Schließlich haben in Fukushima die Bemühungen um Kühlung von außen nicht den erhofften Erfolg gebracht. Ohne weiteren Unfallanalysen vorgreifen zu wollen, können dafür mehrere Ursachen einzeln oder im Zusammenwirken ausschlaggebend gewesen sein: Fehlende

Stromversorgung, durch das Erdbeben beschädigte und daher undichte Rückhaltestrukturen, zu späte Kühlung und Fehleinschätzung der Situation.

Der Kompensation der offensichtlich nicht ausreichenden Auslegungsbasis durch die angestrebten Maßnahmen der Rückhaltung von Kernschmelze im RDB mit Hilfe von Außenkühlung stehen ungelöste Problemfelder der Thermohydraulik sowie der Werkstoffeigenschaften entgegen: Rechtzeitigkeit der Kühlung von außen mit fraglicher Wirksamkeit bis hin zu massiven Zerstörungen durch Dampfexplosionen sowie Festigkeitsgrenzen des RDB bei hohen Temperaturen (Durchschmelzen) bzw. durch Neutronenbestrahlung bedingte Zunahme der Empfindlichkeit des RDB gegen plötzliche Abkühlung durch Notkühlsysteme (Bersten unter Thermoschock).

Confinementkonzept

Das Confinement von Mochovce besitzt die bekannte Schwäche, die im Vorläuferbericht schon angesprochen wurde, dass es kein doppelwandiges Volldruck-Containment darstellt und deutlich höhere Leckraten zulässt. Es ist für einen den Auslegungsstörfall überschreitenden schweren Unfall nicht ausgelegt.

Wie bei Fukushima könnten auftretende hohe Drücke im Confinement bei einem schweren Unfall auch bei EMO 3&4 in letzter Stufe nur durch kontrolliertes Abblasen (filtered venting) aus demselben abgebaut werden. Derzeit ist jedoch laut slowakischem Stress-Testbericht kein entsprechendes System vorgesehen, wozu sich jedoch laut Stress-Test Peer-Review die Aufsichtsbehörde UJD kritisch äußert und damit ein mögliches Umdenken andeutet. Fukushima hat jedenfalls gezeigt, dass die zur kontrollierten Abgabe von Radioaktivität vorgesehenen Systeme ihre Funktion nicht erfüllt haben.

In Fukushima wurde die Wasserstoffproblematik nicht beherrscht. EMO 3&4 hat zur Entschärfung der Problematik katalytische Rekombinatoren und Zünder vorgesehen, deren Wirksamkeit allerdings sehr von deren Positionierung im Confinement abhängt, weil der Wasserstoff in inhomogener Verteilung auftreten wird. Daraus leitet sich das Erfordernis ab, die Positionierungen durch ein dreidimensionales Modell ermitteln bzw. überprüfen zu lassen. Nach den Erfahrungen von Fukushima ist nicht auszuschließen, dass auch andere Räumlichkeiten von der Wasserstoffproblematik betroffen sein können und daher mit Rekombinatoren zu bestücken wären.

Ein nach wie vor offener Punkt ist die Verwundbarkeit des Confinements durch Flugzeugabsturz – ein Thema, das im allgemein zugänglichen Teil der Stress-Tests nicht behandelt wird.

Außenliegendes Abklingbecken

Ähnlich wie in Fukushima liegt das Abklingbecken in EMO 3&4 in der Reaktorhalle außerhalb des Confinements, wobei das Problem dadurch verschärft wird, dass die beiden Blöcke eine gemeinsame Reaktorhalle haben, und daher eine gegenseitige Beeinträchtigung im Schadensfall nicht auszuschließen ist.

Der Betreiber geht davon aus, dass in dem gemeinsamen Reaktorgebäude der beiden Blöcke wegen seiner Größe keine Rekombinatoren zur Vermeidung von Wasserstoffexplosionen erforderlich sind, doch wäre auch hier der Nachweis zu erbringen, dass auch bei Berücksichtigung von Verteilungsinhomogenitäten keine Rekombinatoren erforderlich sind. Dies gilt insbesondere, wenn beide Anlagen und / oder die Abklingbecken von einem Unfall betroffen sind.

Gefahr möglicher terroristischer Angriffe

Relativ einfache terroristische Angriffe sind von außerhalb der Sicherheitsumzäunung unter Benützung von Munition oder panzerbrechenden Waffen durchführbar, die von einer Person getragen werden können und eineinhalb bis zweieinhalb Meter dicke Mauern zu durchdringen vermögen.

Mögliche Ziele können sein: Kontrollraum, Kabelverteilteraum, Turbinen, Frischdampf- und Speisewasserleitungen in der Turbinenhalle, Gebäude für technisches Wasser sowie Hochspannungsleitungen außerhalb des Geländes. Es ist fraglich, ob die Sicherheitskräfte vor Ort oder von außerhalb derartige Angriffe verhindern können.

Die Evaluation der Verwundbarkeit eines KKW durch Cyber-Attacken erfordert spezielles, gewöhnlich vertraulich gehaltenes vertieftes Wissen über die betreffende Anlage, so dass in diesem Bericht nur Fragen erarbeitet wurden, die zu klären wären. Die Einschätzung der Gefährdung von Kernkraftwerke durch Cyber Attacken ist kontroversiell. Das Gefährdungspotenzial wird jedoch als im Zunehmen begriffen angesehen.

Schlussfolgerungen und Empfehlungen

Für die Beherrschung schwerer Unfälle mit Kernschmelze ist kein Reaktor der Generation II ausgelegt. Bei Mochovce 3&4 kommt hinzu, dass die WWER-440/213 bezüglich ihres Sicherheitseinschlusses zu den schwächsten der Generation II gehören, weil sie nicht mit einem Containment, sondern nur mit einem Confinement mit Druckunterdrückungssystem ausgestattet sind, weil sie darüber hinaus Zwillingeinheiten mit gemeinsamer Reaktorhalle darstellen, und die Turbinenhalle allen vier Reaktoren des Standortes gemeinsam ist.

In Hinblick auf die Eingrenzung schwerer Unfälle mit Kernschmelze ist Mochovce 3&4 vor eine enorme Herausforderung gestellt:

- Es ist zu befürchten, dass am Standort Mochovce die Erdbebengefahr systematisch unterschätzt wird. Ihre Überprüfung unter Beiziehung internationaler unabhängiger Experten wäre unabdingbar erforderlich, um das Ausmaß allenfalls erforderlicher Ertüchtigung im KKW beurteilen zu können.
- Wie aus Fukushima ersichtlich, muss die Erdbebensicherheit der für den Notfall wesentlichen Infrastruktur überprüft und ebenfalls den Erfordernissen angepasst werden.
- Da man weiß, dass eine Kernschmelze außerhalb des Reaktordruckbehälters unweigerlich zum Versagen des Confinements führt, hat die Vermeidung eines derartigen Unfalls höchste Priorität.
- Der Nachweis der Funktionsfähigkeit und Verlässlichkeit der Maßnahmen zum sicheren Einschluss eines Kerns im Reaktordruckbehälter unter Unfallbedingungen mit Kernschmelze ist daher in Mochovce von nicht zu überschätzender Bedeutung.
- In den Stress-Tests wurden nur schwere Unfälle bei einem Block ohne Auswirkungen auf die Nachbarblöcke angenommen und es wurde auch gleichzeitiges, gleichartiges Versagen in mehreren Blöcken nicht betrachtet. Die Unfallszenarien, die Analysen und die Maßnahmen wären daher im Lichte von Fukushima unbedingt auszuweiten.
- Angesichts dieses Befundes ist zu fordern, dass alle genannten Maßnahmen vor Inbetriebnahme gesetzt werden, und dass die Genehmigung jeweils mit zeitlicher Befristung erteilt wird, damit neuere Erkenntnisse laufend berücksichtigt werden können.
- Fukushima zeigt, dass die Behörde auch für die Einführung und Umsetzung adäquater Maßnahmen im Fall des schweren Unfalles mit Kernschmelze zuständig sein muss. Dies schließt die Sicherstellung regelmäßiger Trainingskurse zum Management schwerer Unfälle für das KKW-Betriebspersonal ein.

1 Überblick über die Fukushima-Unfälle

Ein Jahr nach den schweren Unfällen sind die Reaktoren des Kernkraftwerks Fukushima I in Japan noch nicht unter Kontrolle. Es wird geschätzt, dass die Erlangung eines vollen Einblicks in die Reaktordruckbehälter bis zu 10 Jahre in Anspruch nehmen wird und für die Fertigstellung des Ab- und Rückbaus der Reaktoranlagen weitere 40 Jahre erforderlich sein werden.

Im Laufe der Zeit nach den Unfällen werden weitere detaillierte Informationen über die Entwicklung und die Konsequenzen der Fukushima-Unfälle, sowie über den Zustand der Fukushima I Blöcke verfügbar sein, von denen in den Blöcken 1 bis 3 zum Zeitpunkt des Unfalls der Reaktorkern beladen, in Block 4 die Kernbeladung in den Pool für abgebrannte Brennelemente transferiert worden war.

1.1 Ablauf und Konsequenzen der Fukushima-Unfälle

1.1.1 Erdbeben und Tsunami

Am 11. März 2011 um 14:46 fand ein Erdbeben der Stärke 9 im Pazifischen Ozean (Abbildung 1-1) statt, 150 km vor der Küste der Präfektur Miyagi auf den Insel Honshu in einer Tiefe von 24 km. Das Epizentrum war etwa 160 km vom Kernkraftwerk Fukushima Daiichi entfernt. Als Folge des Erdbebens wurden alle Stromleitungen zwischen dem Kernkraftwerk Fukushima Daiichi und dem Stromnetz zerstört. Alle Notstrom-Dieseleratoren wurden gestartet und belieferten die Sicherheitssysteme.

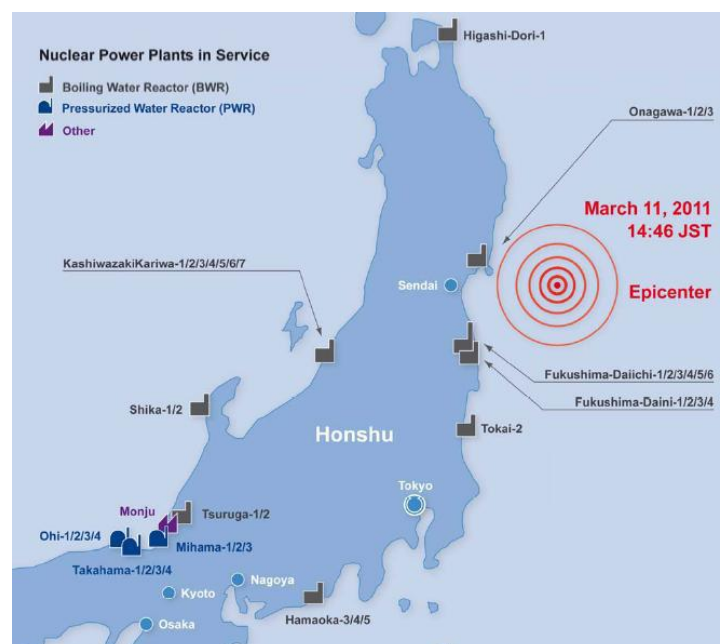


Abbildung 1-1: Lage des Erdbeben-Epizentrums
(Quelle: GRS 2011a)

Um 15:42 trafen sieben Tsunami-Wellen mit Höhen von 14 bis 15 m (Auslegung der Anlage: Standhalten bis zu 5,7 m) das Gelände des Kernkraftwerks, so dass der gesamte Bereich um die Hauptgebäude der Blöcke 1 bis 4 bis zu einer Höhe von 1,5 bis 5,5 m überflutet war, für die Blöcke 5&6 waren es weniger als 1,5 m. In den Blöcken 1 bis 4 versagten alle Dieseleratoren und die meisten der Batterien, was zu einem totalen Ausfall der Stromversorgung führte. Zusätzlich versagten Seewasserpumpen, Hochspannungs-Schaltanlagen,

Power Centers usw. wegen der Überflutung. In den Blöcken 5&6 blieben ein Dieselgenerator und einige elektrische Komponenten funktionsfähig, ohne weitere Ausfälle war die Kühlung der Reaktorkerne und der Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente möglich. Die meisten Geräte der Leittechnik, des Kommunikationsnetzes sowie die Personendosimeter waren nicht mehr verfügbar.

Es wird angenommen, dass der Reaktorkern in Block 1 ab 16:50 an diesem Tag infolge des Fehlens von Kühlwasser trocken fiel. Die Temperatur erreichte um 18:03 1500 K, als die unkontrollierte Zirkonium-Dampf-Reaktion, verbunden mit der Entstehung von Wärme und Wasserstoff begann. Kurz nachdem das Schmelzen (1720 K) der Metallteile der Brennstoffkassetten einsetzte, erfolgte das Schmelzen der Brennstabhüllen (2130 K). Um etwa 19:05 begannen die Urandioxid-Pellets zu schmelzen (3113 K) und in weniger als einer halben Stunde verlagerten sich die geschmolzenen Kernmaterialien nach unten. Der Boden des Reaktordruckbehälters wurde von der extrem heißen Kernschmelze erreicht und versagte (Tanabe 2012). Damit wurden die Barrieren zwischen den radioaktiven Materialien und der Umgebung vollständig zerstört und große radioaktive Freisetzungen in die Umgebung nahmen ihren Anfang.

Ähnliche Prozesse erfolgten in den Reaktoren der Blöcke 2 und 3. In Block 2 versagte das Notkühlsystem RCIC (reactor core isolation cooling system) am 14. März um 13:25, in Block 4 versagten die Notkühlsysteme RCIC und HPCI (high-pressure coolant injection system) am 12. März um 11:36. Kurz danach setzte das Schmelzen der Reaktorkerne ein.

Das Personal versäumte es, die Reaktorgebäude zu belüften, so dass der erzeugte Wasserstoff zu Wasserstoffexplosionen führte, durch die die oberen Teile der Reaktorgebäude der Blöcke 1, 3 und 4 vollständig zerstört wurden.

Ein ähnlicher Verlauf wurde offensichtlich in Block 2 vermieden, als in Block 1 die Explosion stattfand und ein "Blow-out Panel" geöffnet wurde, um den angesammelten Wasserstoff in die Umgebung abzuleiten, bevor eine Explosion erfolgen konnte. Dieses Resultat war unbeabsichtigt – es war einfach Glück (unter den gegebenen Umständen des fortschreitenden schweren Unfalls in der Anlage).

Radioaktive Freisetzungen mit extrem hohen Strahlungsniveaus auf dem Gelände des Kernkraftwerks und außerhalb waren die Folge (in Abbildung 1-2 für die ersten beiden Wochen dargestellt).

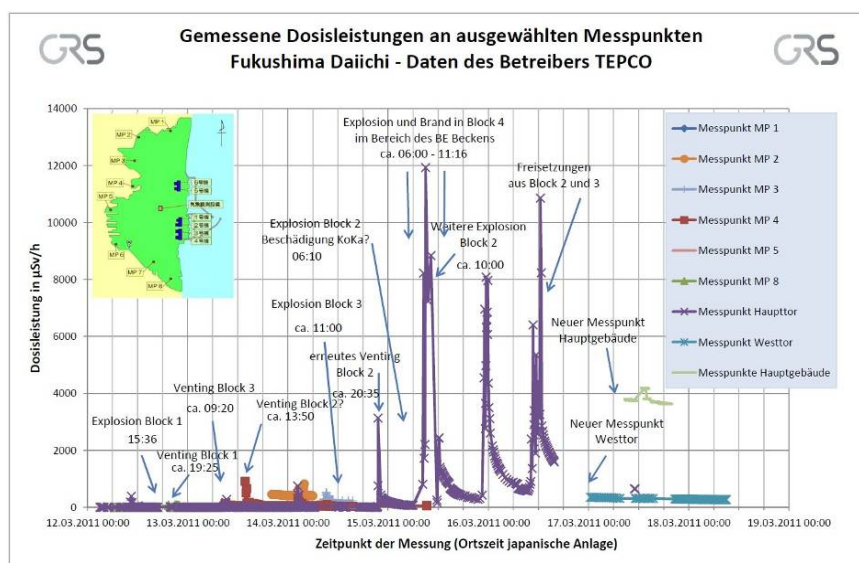


Abbildung 1-2: Gemessene Dosisleistungen an ausgewählten Messpunkten. Fukushima Daiichi
(Quelle: GRS 2011b)

1.1.2 Evakuierung

Die radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führten im Umkreis des Kernkraftwerks zu einem raschen Anstieg des Strahlungsniveaus. Ursprünglich hatte die japanische Regierung eine Evakuierungszone mit 3 km Radius und eine Schutzzone mit 10 km Radius festgelegt. Diese Werte wurden sehr schnell zu einer 10 km-Evakuierungszone und einer 20 km-Schutzzone erweitert, später zu einer 20 km-Evakuierungszone und 30 km-Schutzzone.

Die Entscheidung zur Evakuierung der Bevölkerung in einem Bereich von 20 km um das Kernkraftwerk Fukushima wurde durch die japanische Regierung gefällt und ist völlig gerechtfertigt, da die Strahlungsdosen in dieser Zone 200 mSv überschritten haben könnten, das ist oberhalb des Niveaus, bei dem gesundheitliche Schäden beobachtet wurden. Später wurde die Bevölkerung aus der so genannten "Deliberate Evacuation Area", bis fast 60 km nordwestlich der Anlage wegen des dort festgestellten hohen Strahlungsniveaus ebenfalls evakuiert. Diese Entscheidung fiel Mitte April und war augenscheinlich zu spät.

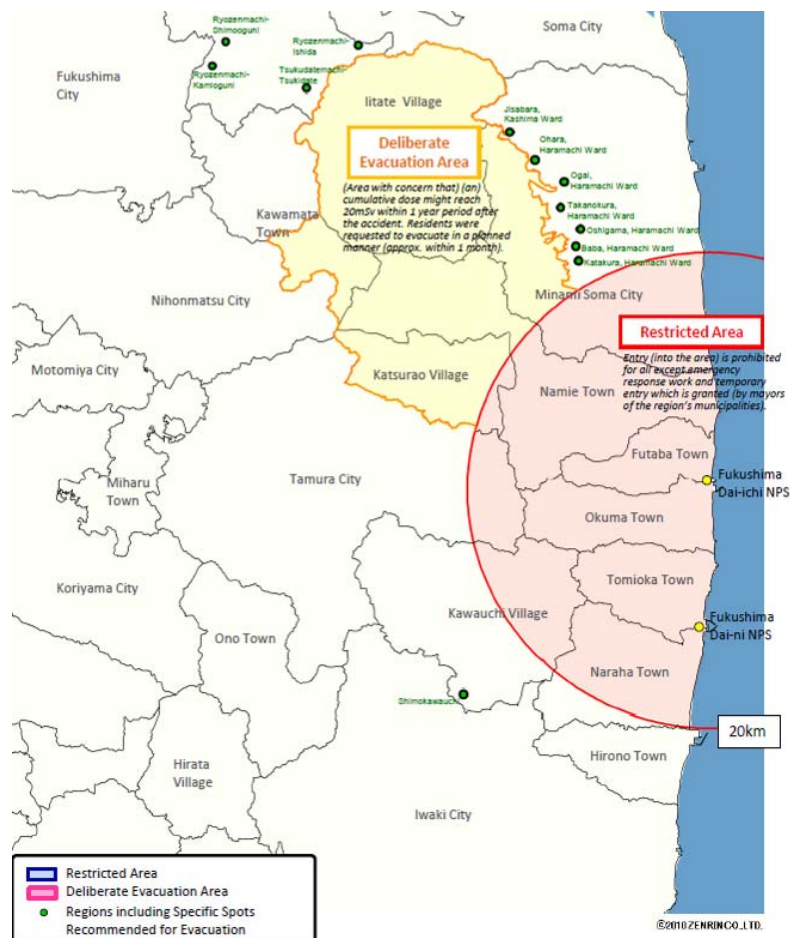


Abbildung 1-3: 20 km Zone (Sperrzone) und "Deliberate Evacuation Area"
(METI 2011a)

Vor dem Unfall lebten etwa 2,1 Millionen Menschen in der Präfektur Fukushima.

Bis April 2011 wurden mehr als 160.000 Menschen aus diesen beiden Bereichen evakuiert (IAEA 2012a).

Bis März 2012 verließen über dreihunderttausend Einwohner das Gebiet um das Kernkraftwerk Fukushima (Acton and Hibbs 2012).

Entsprechend der verfügbaren Information sind allein aus der Stadt Fukushima City etwa 50.000 Menschen freiwillig in andere Teile Japans umgesiedelt.

1.1.3 Radioaktive Freisetzungen

Berechnungen (Sholly 2012) ergaben, dass das totale Kerninventar an Jod-131 und Cäsium-137 in den Reaktoren Fukushima Block 1 bis 3 im Moment des Abschaltens wie folgt war: 6.07×10^{18} Bq für I-131 und 7.45×10^{18} Bq für Cs-137.

Während des ersten Jahres nach dem Unfall veröffentlichten verschiedene Organisationen ihre Ergebnisse bezüglich der radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt. Es muss angemerkt werden, dass von den internationalen und nationalen Nuklearorganisationen nur IRNS (Radiation and Nuclear Safety Regulator of France) die Auswertungen öffentlich verfügbar machte.

In der folgenden Tabelle werden die Ergebnisse dargestellt.

Tabelle 1-1: Radioaktive Freisetzungen in die Umgebung entsprechend verschiedenen Quellen

Quelle	Edelgase, Bq	Jod, Bq	Tellur, Bq	Cs-137, Bq
TEPCO		0.6×10^{17}		0.7×10^{16}
Japan Gov.		1.5×10^{17}		1.2×10^{16}
NISA		2.7×10^{17}		1.3×10^{16}
ZAMG Austria		4.0×10^{17}		1.5×10^{16}
IRNS	6.55×10^{18}	4.08×10^{17}	1.45×10^{17}	2.1×10^{16}
Stohl et al. 2012	15.3×10^{18}			$3,66 \times 10^{16}$

Anmerkungen:

- Die radiologische Gefahr der Freisetzung von I-131 in die Atmosphäre wird als 1 angenommen;
- Die radiologische Äquivalenz der Edelgase zu I-131 ist vernachlässigbar;
- Die radiologische Äquivalenz von Te-132 zu I-131 ist 0,3;
- Die radiologische Äquivalenz von Cs-134 zu I-131 ist 3;
- Die radiologische Äquivalenz von Cs-137 zu I-131 ist 40.

Es muss angemerkt werden, dass die Abschätzung von TEPCO die niedrigsten Werte liefert, 3- bis 6-fach unter den anderen Abschätzungen.

1.1.4 Vergleich radioaktiver Freisetzungen in Fukushima und Tschernobyl

Die Emissionen an radioaktiven Edelgasen in Fukushima (hauptsächlich Xenon-133 mit einer Halbwertszeit von 5,3 Tagen) sind in der gleichen Größenordnung wie diejenigen aus Tschernobyl.

Die Fukushima-Freisetzungen an radioaktiven Jodisotopen (hauptsächlich I-131 mit einer Halbwertszeit von 8 Tagen und I-132 mit einer Halbwertszeit von 2,3 Stunden) und Tellur (hauptsächlich Te-132 mit einer Halbwertszeit von 3,2 Tagen), die wesentlich für die frühen Strahlungsdosen verantwortlich sind, waren etwa ein Zehntel der Freisetzungen von Tschernobyl.

Die Fukushima-Freisetzungen der radioaktiven Cäsiumisotope (hauptsächlich Cs-137 mit einer Halbwertszeit von 30 Jahren und Cs-134 mit einer Halbwertszeit von 2,1 Jahren), die für die Langzeitbelastung verantwortlich sind, waren etwa ein Drittel der Freisetzungen aus Tschernobyl. Es sollte angemerkt werden, dass etwa 80% des Cs in und über den Pazifischen Ozean verteilt wurden, etwa 18% landeten auf Japanischem Gebiet (bis zu 37.8×10^{14} Bq) und 2 % auf dem Territorium anderer Länder.

Für die Vergleiche wurden hauptsächlich die IRNS-Daten verwendet (IRNS 2012).

Die meisten Edelgase, Jod und Tellur wurden über den Ozean getrieben, ersparten so der Bevölkerung die frühe Strahlenbelastung. Auch fast die gesamte Kontamination des Landes resultierte aus einer einzigen Freisetzung während der Nacht von 15. zum 16. März, als eine Explosion im Reaktorgebäude des Blocks 2 stattfand und der Wind landeinwärts wehte. Wäre Fukushima im Inneren des Landes gelegen, wie die meisten Kernkraftwerke in Europa, wäre die Verstrahlung des Landes deutlich höher gewesen.

1.1.5 Vergleich der Cs-137 Freisetzungen Hiroshima und Fukushima

Die über Hiroshima im August 1945 abgeworfene Atombombe "Little Boy" setzte 89×10^{12} Bq an Cs-137 (The Telegraph 2011, August 25) frei, angeblich eine verglichen zu den Fukushima-Freisetzungen vernachlässigbare Aktivität.

Aus dem Blickwinkel der radiologischen Langzeitfolgen könnte man feststellen, dass Japan, hauptsächlich die Präfektur Fukushima, sich in einem Zustand wie nach einem Nuklearkrieg befindet. Diese Feststellung basiert darauf, dass die Cs-Freisetzung nach dem Fukushima-Unfall gleichbedeutend ist mit einer Cs-Freisetzung von einigen -zig bis einigen hundert (abhängig von Annahmen) Atombombenexplosionen des Hiroshima-Typs.

1.1.6 Kontinuierliche radioaktive Freisetzungen

Die Bildung von geschmolzenem Kernbrennstoff und anderen Kernmaterialien in den Fukushima-Blöcken 1 bis 3 werden mit Wasser in einem offenen Kreislauf gekühlt. Das Wasser wird in den Reaktordruckbehälter eingespeist und tritt durch die Bruchstellen des Reaktordruckbehälters und durch den primären Confinement¹-Behälter aus. Das Wasser wird durch die Nachwärme der Kernschmelze aufgeheizt und teilweise verdampft. Mit dem Dampf werden radioaktive Aerosole in die Luft emittiert. Das hochgradig kontaminierte Wasser wird in den Untergeschossen der Reaktor- und Turbinengebäude gesammelt. Das Leckage des radioaktiven Wassers und damit die Kontamination des Grundwassers, sowie die Kontamination des Ozeans können nicht ausgeschlossen werden

Die Freisetzungsraten von Cs-134 und Cs-137 aus den primären Confinement-Behältern der Blöcke 1, 2 und 3 wird in Abbildung 1-4 gezeigt. Im Februar 2012 wurde die totale Freisetzungsraten von Cs-134 und Cs-137 aus den Blöcken 1 bis 3 auf etwa 0.01 Milliarde Bq/h geschätzt (nach Yasui 2012).

Es kann leicht ausgerechnet werden, dass während der fast 8 Monate (Mitte Juli 2011 bis Februar 2012) die Fukushima-Blöcke 1 bis 3 mehr als 1,224 GBq an radioaktivem Cs freigesetzt haben, eine enorm große radioaktive Belastung. Wenn die Emissionen an radioaktiven Cs-Isotopen mit einer Rate von 0,01 GBq/h anhalten, wird dies zu einer jährlichen Freisetzung von 87,6 GBq führen. Zum Vergleich – im Jahr 2003 emittierten alle 17 in Betrieb befindlichen Reaktoren in Deutschland weniger als 0,021 GBq an langlebigen Aerosolen, einschließlich Cs-Isotope (2004 German National Reports to

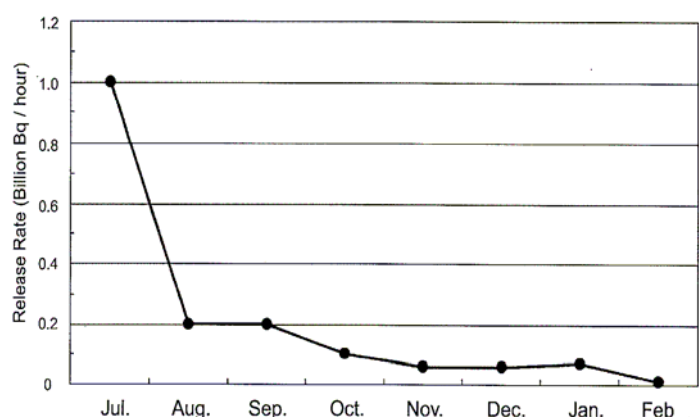


Abbildung 1-4: Fukushima Freisetzungsraten von Juli 2011 bis Februar 2012

¹ In der Literatur bei Siedewasserreaktoren üblicherweise als Containment bezeichnet, siehe Anmerkung der Verfasser auf Seite 10

Convention on Nuclear Safety).

1.1.7 Radioaktive Kontamination

Die erste detaillierte Karte der Bodenkontamination innerhalb von 80 km um die Anlage wurde am 06. Mai 2011 freigegeben. Sie zeigt einen Kontaminationsgürtel von 3 bis 14,7 MBq Cs-137 pro m² in Richtung Nordwest vom Kernkraftwerk. Zum Vergleich: Gebiete mit Strahlungsniveaus über 0,55 MBq Cs-137 pro m² wurden nach dem Tschernobyl-Unfall aufgegeben.

Die letzte Abschätzung der Kontamination mit Cs-137 (kBq/m²) auf japanischem Territorium wird in der Abbildung 1-5 dargestellt. Etwa 24.000 km² an japanischem Territorium wurde mit mehr als 10.000 Bq/m² verstrahlt. Obwohl die japanische Regierung damit begonnen hat, einige der kontaminierten Gebiete zu reinigen, wird es für die Bevölkerung in den Gebieten mit der höchsten Kontamination nicht möglich sein, in ihre Häuser zurück zu kehren. Abbildung 1-6 zeigt die Ablagerung an Cs-137 und Cs-134 in Japan (in kBq/m²).

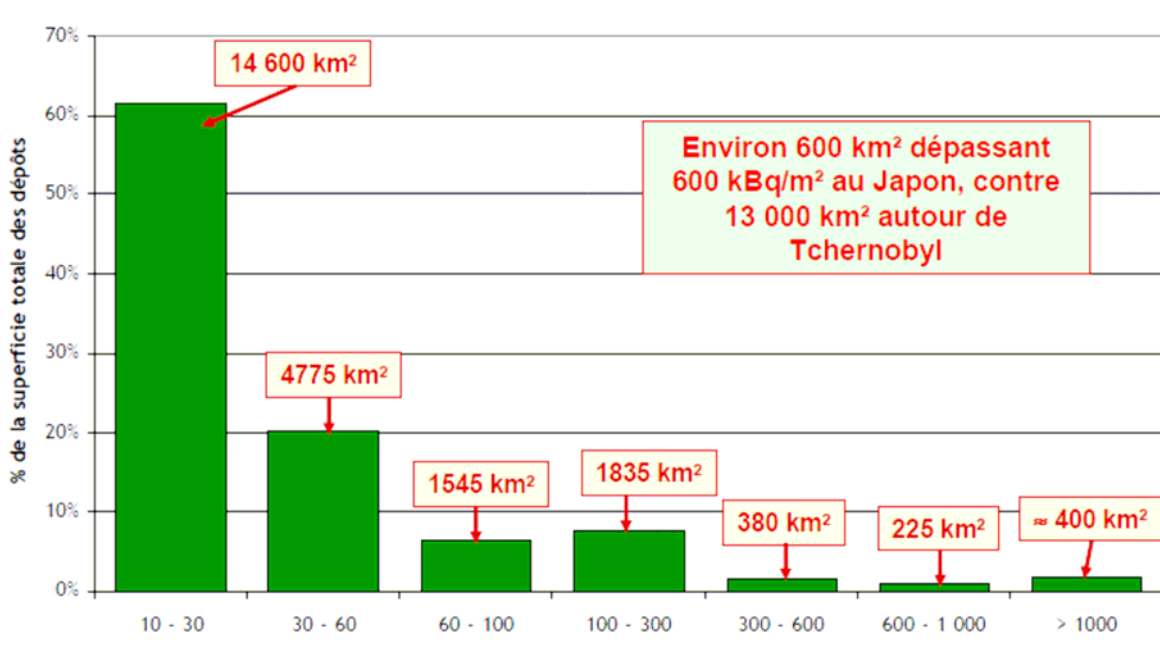


Abbildung 1-5: Kontamination von japanischem Territorium mit Cs-137

(Quelle: IRSN 2012)

Am 12. Oktober 2011 wurde eine Konzentration von 195 Bq/kg Strontium-90 im Sediment auf dem Dach eines Apartment-Gebäudes in der Stadt Yokohama, südlich von Tokio, etwa 250 km entfernt vom KKW Fukushima gefunden. Der erste Fund von Strontiumaktivitäten über 100 Bq/kg löste ernste Besorgnis darüber aus, dass die Ausbreitung der radioaktiven Freisetzungen viel größer sein könnte, als die japanische Regierung erwartet habe. Der Fund erfolgte durch eine private Firma, die den Test auf Ersuchen eines Einwohners durchgeführt hatte. Nach diesem Befund begann die Stadt Yokohama eine Untersuchung von Bodenproben aus Gebieten in der Nähe dieses Gebäudes. (Mainichi 2011).

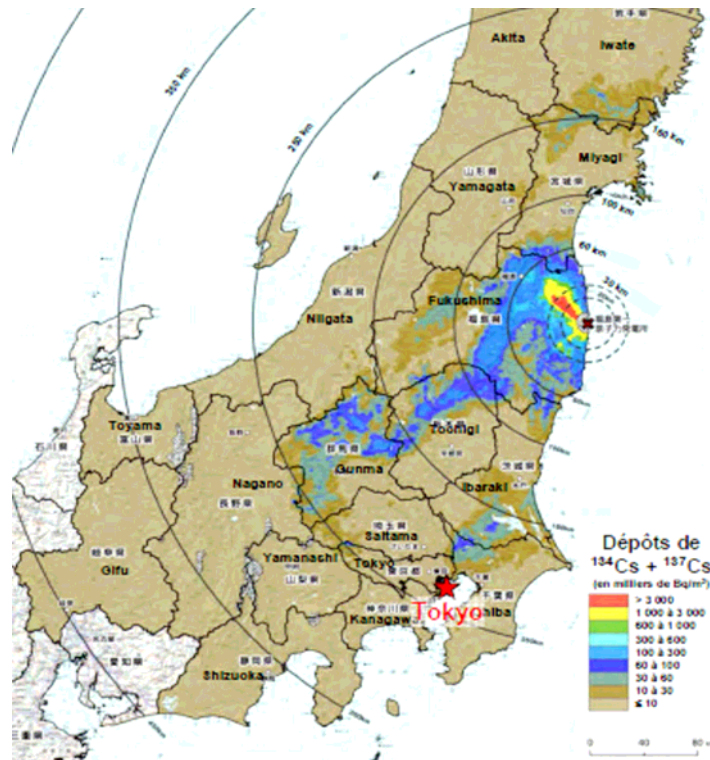


Abbildung 1-6: Ablagerung von Cs-137 und Cs-134 in Japan

(Quelle: IRNS 2012)

In einer Reihe von Proben, die im November 2012 an verschiedenen Orten in Japan genommen wurden, waren die Werte an Cs-134 und Cs-137 oberhalb der Grenzwerte, dazu gehörten Fisch und Fleisch aus der Präfektur Fukushima, Pilze aus den Präfekturen Kanagawa, Ibaraki und Tochigi, Rindfleisch aus der Präfektur Miyagi und unbehandelte Teeblätter aus der Präfektur Kanagawa. (IAEA, 2011a).

Mit radioaktiven Partikeln kontaminierter Flugstaub, der Cs-134 und Cs-137 sowie Co-60 enthielt, wurde in Filter japanischer Autos gefunden, außerhalb und innerhalb von Häusern, auch in gebrauchten Kinderschuhen. Hohe Cäsium-Mengen wurden auf Schnürsenkeln festgestellt. Mit radioaktivem Cäsium kontaminierte Staubteilchen wurden mehr als 100 Meilen von Fukushima entfernt gefunden, konnten sogar an der Westküste der USA nachgewiesen werden.

Am 30. September 2011 veröffentlichte das japanische Ministerium für Erziehung und Wissenschaft die Ergebnisse einer Plutonium-Fallout-Erhebung, für die im Juni und Juli 50 Bodenproben in einem Radius wenig mehr als 80 km um das KKW Fukushima entnommen wurden. Es wurde in allen Proben Plutonium gefunden, die höchsten gefundenen Aktivitäten (Pu-239 und Pu-240 zusammen) waren 15 Bq/m² in der Präfektur Fukushima und 9,4 Bq/m² in der Präfektur Ibaraki, verglichen mit einem globalen Mittelwert von 0,4 bis 3,7 Bq/kg nach den Atombombentests der 50er und 60er Jahre.

1.1.8 Dosisgrenzwerte und Strahlungsdosen

In der japanischen Gesetzgebung sind die Dosisgrenzwerte für Nukleararbeiter und die Bevölkerung festgelegt. Als allerdings nach dem 11. März 2011 klar war, dass es schwierig sein würde, diese Grenzwerte nicht zu überschreiten, wurden die Grenzwerte wesentlich erhöht. Am 15. März 2011 wurde durch eine Regierungsentscheidung der Dosisgrenzwert für Arbeiter des Katastropheneinsatzes von 100 auf 250 mSv pro Jahr erhöht.

Bis zum 23. Mai 2011 wurden 7800 Arbeiter eingesetzt, die einer mittleren Dosis von 7,7 mSv ausgesetzt waren, 30 hatten Dosen über 100 mSv erhalten und einige der letzten Dosen über 250 mSv, wenn die internen Dosen berücksichtigt werden. Zwei Arbeiter, die in hoch kontaminiertes Wasser getreten waren, erhielten Strahlungsdosen an den Beinen/Füßen bis zu 3 Sv. Es muss darauf hingewiesen werden, dass zu Anfang der Katastrophe viele elektronische Dosimeter nicht funktionsfähig waren, da sie unter Wasser geraten waren, so dass die nur wenigen funktionsfähigen Geräte den Teamleitern gegeben wurden, um Gruppenmessungen vornehmen zu können.

Zu Beginn von 2012 sagte TEPCO, dass 20.000 Arbeiter für Aufräumarbeiten eingesetzt worden waren und der am meisten exponierte Arbeiter 678,8 mSv erhalten habe. Sechs TEPCO-Angestellte hätten Dosen über 250 mSv erhalten, da sie keine Masken zum Schutz vor Jod-131-Inhalation in den Tagen kurz nach dem Unfall getragen hatten. Es ist keine Information über möglich Dosiswerte verfügbar, denen die geschätzten 60.000 Menschen, die nach dem 11. März auf oder um die Anlage gearbeitet haben, ausgesetzt waren. Diese 60.000 Menschen waren Feuerwehrleute, lokale Behördenangehörige und andere nicht zum KKW gehörige Arbeiter.

Vor kurzem haben Ärzte des japanischen National Institute of Radiation Science festgestellt, dass sie bei der Kohorte der Fukushima-Arbeiter das Auftreten von Gesundheitsschäden in direktem Zusammenhang mit der Radioaktivität nicht ausschließen können (Nucleonics Week 2012).

Durch eine Regierungsentscheidung wurde der Dosisgrenzwert für die Bevölkerung von 1 auf 20 mSv pro Jahr erhöht. Diese Entscheidung führte zum Rücktritt von Toshiso Kosako, dem Sonderberater für Fragen der Strahlungssicherheit des Premierministers Naoto Kan, wobei er feststellte "ich kann dies als Wissenschaftler nicht zulassen". Er argumentierte, dass dieser Grenzwert zu hoch sein, insbesondere für Kinder; er kritisierte auch den erhöhten Grenzwert für KKW-Arbeiter. Kritik kam auch von vielen internationalen Experten auf dem Gebiet des Strahlenschutzes.

Die potentielle Strahlenbelastung der lokalen Bevölkerung während des ersten Jahres nach dem Unfall wird in Abbildung 1-7 gezeigt.

Das ganze Ausmaß der Gesundheitsschäden wird durch epidemiologische Studien und der Beobachtung der Arbeiter und der lokalen Bevölkerung, insgesamt mehr als 2 Millionen Menschen, über die nächsten Dekaden aufgezeigt werden.

Wenn ein ähnlicher Unfall in Europa geschehen würde, würde das Katastrophenmanagement extrem problematisch werden, wenn man bedenkt, dass die meisten KKW im Landesinneren liegen und die Strahlung über einige hundert Quadratkilometer verteilt würde, mit Beeinflussung der Nahrungskette und der gesamten Wirtschaft von wahrscheinlich mehreren Staaten.

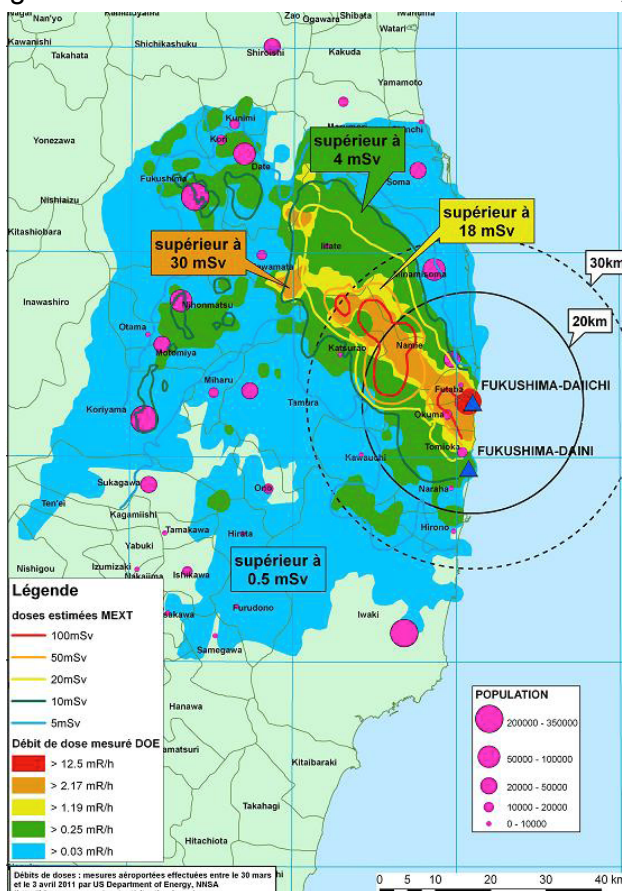


Abbildung 1-7: Potentielle Strahlenbelastung der lokalen Bevölkerung

1.1.9 Finanzielle Verluste durch die Fukushima Daiichi Reaktorkatastrophe

Die Kernschmelze im KKW Fukushima Daiichi nach dem Erdbeben am 11. März und dem Tsunami wird wahrscheinlich zu finanziellen Verlusten führen, die vergleichbar oder größer als die Verluste einiger Investmentbanken während der letzten Finanzkrise sind. Der Unfall zeigt ganz klar, dass ein Reaktorunfall das größte finanzielle Einzelrisiko für Stromkonzerne, die Kernreaktoren betreiben, darstellt.

Kurz vor dem Tsunami war Tokyo Electric Power Company (TEPCO) der fünftgrößte Stromerzeuger weltweit und lieferte etwa ein Drittel des Strombedarfs Japans. Die Marktkapitalisierung betrug um die 30 Milliarden \$ und war vergleichbar mit dem größten privaten US-Energieversorger mit Kernkraftwerken.

Mehr als zwei Monate nach dem Unfall war die Marktkapitalisierung von TEPCO weniger als 7 Milliarden \$, während sich gleichzeitig substantielle Haftungsverbindlichkeiten ansammeln.

Sechs Monate nach dem Unfall waren nur 4,9 GW von TEPCOs Kernkraftwerken in Betrieb (etwa 18% der installierten Kapazität) mit einer klaren Tendenz zu weiterer Abnahme. Der Leistungsausfall wurde ausgeglichen durch Rekordeinkäufe an Flüssigerdgas (LNG). Allein die Ersatz-Stromkosten in 2011 wurden auf 700 Milliarden JPY (9 Milliarden \$) geschätzt.

Entsprechend den Angaben des Atomic Industrial Forum wurden im Oktober 2011 nur 18,5% von Japans 54 Kernkraftwerken mit einer Kapazität von 48,960 MW genutzt, verglichen zu 72,3% ein Jahr zuvor (Nucleonics Week 2011). Mitte November waren 11 Kernkraftwerke in Betrieb und gegen Ende des Jahres nur mehr 3.

Unmittelbar nach dem Unfall begannen Moody's und andere Ratingagenturen, eine Reihe von Abstufungen, wobei Moody's in jüngster Zeit TEPCO auf Junk- Status (Baa3) degradierte. In einem Bericht der Rating-Agenturen wurde der unbegrenzte TEPCO-Abstieg unterstrichen: "Ein Eckwert der Entwicklung ist, dass unter dem angekündigte Schema (Japans Regierungsankündigung am 13. Mai) TEPCO die primären Haftungsverpflichtungen übernehmen wird, die die Zahlungsbeträge der Versicherung von Kernanlagen überschreiten, die ihrerseits auf 120 Milliarden JPY (etwa 1,2 Milliarden EUR pro Kernkraftwerk) begrenzt sind (entsprechend dem Atomic Energy Damage Compensation Law)." Wie Moody's haben auch Standard & Poor's TEPCO auf Junk- Status (B+) aufgrund der Gewinnermittlungsberichte herabgestuft. Kreditausfallversicherungen stiegen um über 762 Basispunkte als Nachwirkung der Abstufungen.

Am Ende sehen die Analysten Kompensationsforderungen im Bereich von 20 Milliarden EUR. In einem Bericht der Bank of America vom März 2012 schätzt Merrill Lynch, dass TEPCO mit Kompensationsforderungen von 1000 Milliarden JPY (etwa 10 Milliarden EUR) konfrontiert sein wird, wenn die Aufräumarbeiten zwei Monaten dauern, mit einem Anstieg auf 10.000 Milliarden JPY (etwa 100 Milliarden EUR), wenn die Arbeiten zwei Jahre dauern. Zunächst betrifft es mehr als hunderttausend Menschen, die in der Evakuierungszone lebten und die zur Evakuierung aufgefordert wurden. Zweitens Bauern, deren Existenzgrundlage aufgrund der hohen Strahlenbelastung ihrer Gemüseproduktion und dem daraus resultierenden Verkaufsverbot wahrscheinlich für Jahre oder Jahrzehnte zerstört wurde. Weiterhin wurden Betriebe in der evakuierten Zone komplett vernichtet, andere stark betroffen. In Milch, Grün- und Blattgemüse, sowie Trinkwasser wurden in einigen lokalisierten Gegenden Strahlenbelastungen, die die erlaubten Werte überschreiten, gefunden und Restriktionen verhängt. Die Ableitung von kontaminiertem Wasser in den Ozean führte zur Verhängung von Fischfangverboten in einer Zone innerhalb von 30 km von Fukushima, sowie zu einer Änderung des erlaubten Jod-131-Gehalts in Fischereiprodukten. Dekontaminierungsarbeiten müssen in einem Bereich von mehr als hunderttausend Quadratkilometern durchgeführt werden, diese Arbeiten werden Jahre bzw. Jahrzehnte dauern. In jedem Fall werden die Haftungsforderungen die derzeitige Marktkapitalisierung bei weitem überschreiten.

Im April 2011 wurden die Stilllegungskosten für die sechs Reaktoren auf etwa 1000 Milliarden JPY (etwa 10 Milliarden EUR) geschätzt. Um die eigenen Finanzen zu stützen musste TEPCO Anlagevermögen veräußern. Stilllegungskosten von 10 Milliarden € für sechs UNZERSTÖRTE Kraftwerksblöcke ist wahrscheinlich eine Unterschätzung, und diese Kosten sind eine wilde Unterschätzung, wenn man die bislang beispiellosen Bedingungen nach einem schweren Unfall in den Blöcken 1 bis 3 und den schwer beschädigten Anlagenzustand von Block 4 berücksichtigt.

Am 7. Mai 2011 kündigte Moody's eine Neubewertung der Kreditwürdigkeit globaler Kernkraftwerksbetreiber an, mit speziellem Fokus auf Reaktoren, die mit dem Fukushima-Design vergleichbar und nahe Erdbebenlinien und küstennah gelegen sind. Seit damals kündigten Deutschland, Italien und die Schweiz ihre Absicht an, die zukünftige Entwicklung der Kernenergie zu beenden oder die bestehenden Anlagen innerhalb des nächsten Jahrzehnts zu schließen.

Am 20. Mai 2011 berichtete TEPCO einen Nettoverlust von 1250 Milliarden JPY (15,28 Milliarden \$) für das im März endende Fiskaljahr, der größte Unternehmensverlust in der Geschichte Japans außerhalb des Finanzsektors. TEPCO's Jahresbericht warnt, dass eine "signifikante Verschlechterung" seiner finanziellen Position "substantielle Zweifel an der Möglichkeit einer Unternehmensfortführung aufkommen lässt".

Im Oktober 2011 informierte die japanische Nukleare Sicherheitskommission, dass der finanzielle Verlust aufgrund der Fukushima Daiichi Reaktorkatastrophe auf 74 Milliarden \$ geschätzt wurde. Der Rückbau der vier Reaktortanks wird 14,9 Milliarden \$ kosten, 52 Milliarden \$ werden für Kompensationszahlungen, Dekontaminierungsarbeiten des verstrahlten Bodens und andere Maßnahmen anfallen (RIA 2011).

Der spezielle regierungsgestützte Fond, der nach der Katastrophe eingerichtet wurde, wird das Projekt finanzieren. Der Fond wird mit Geld aus dem Staatsbudget und Beiträgen von Finanzorganisationen und anderen Unternehmen finanziert. Es ist geplant, dass TEPCO die Ausgaben über die nächsten Jahre kompensieren wird.

Im November 2011 stimmte die japanische Regierung einer Regierungshilfe von 8,3 Milliarden EUR für TEPCO zu.

Die Ausgaben für die Dekontaminierungsarbeiten sind in den bisherigen Nettokosten der Kernenergie nicht eingerechnet. Dies ist ein Grund, warum die Kernenergie nach wie vor als billigste Energie in Japan gilt. Dieser Fehler bei der Budgetierung wird nun korrigiert und dadurch könnte die Kernenergie ihre Befürworter verlieren, ebenso wie den Status, eine der billigsten Energiequellen zu sein.

1.2 Zustand von Fukushima Block 1 bis 4

Die Blöcke 5 und 6 und die zentralen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente sind stabil und sicher. Die Blöcke 1 bis 4 sind in einem quasi-stabilen Zustand. Die Reaktordruckbehälter und die primären Confinements sind nicht intakt, die Position der geschmolzenen Kernbestandteile ist nicht bekannt. Die Bruchstücke werden in einem offenen Kühlkreislauf gekühlt. Die Re-Kritikalität des Nuklearmaterials kann nicht ausgeschlossen werden. Die Menge an hochgradig kontaminiertem Wasser ist groß. Die Strahlungsfelder innerhalb der Reaktorgebäude bleiben sehr hoch.

Im Oktober 2011 wurde eine Decke im Reaktorgebäude des Blocks 1 installiert, um vor Regen zu schützen und die Freisetzung radioaktiver Materialien zu begrenzen. In den Blöcken 3 und 4 wird der Schutt aus den oberen Bereichen der Reaktorgebäude vor der Installierung der Schutzdecken entfernt. Neue Stützkonstruktionen wurden unter den Boden des Brennelementelagerbeckens von Block 4 eingebaut.

Die radioaktiven Emissionen (hauptsächlich Aerosole) in die Umwelt gehen weiter. Mitte Februar 2012 betrug die Rate der Cs-Emissionen etwa 10 MBq/h, das ergibt 87,6 GBq/Jahr.

Dies wäre mehr als die gesamten radioaktiven Emissionen langlebiger Aerosole von allen in Betrieb befindlichen Kernreaktoren weltweit. Die Freisetzungen von kontaminiertem Wasser in den Ozean gehen ebenfalls weiter.

Entsprechend TEPCO auf der GRS-Website (GRS 2012a) ist der Zustand von Block 4 folgendermaßen: Der Unfall wird mit 3 auf der INES-Skala eingestuft, weil das Dach des Reaktorgebäudes durch eine Wasserstoffexplosion schwer beschädigt wurde. Es ist keine klare Information über den Beschädigungszustand der Brennelemente im Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente verfügbar.

Da der Beschädigungszustand des Blocks 4 geringer zu sein scheint, als der der Blöcke 1 bis 3, wird sich die nachfolgende Diskussion vor allem mit diesen Blöcken befassen. Die Situation in Block 4 wird angesprochen, wo es erforderlich ist.

Am 16. Dezember 2011 kündigten TEPCO und die Regierung an, dass die Reaktoren im KKW Fukushima Daiichi die Bedingungen einer 'Kaltabschaltung' erreicht hätten und in einem stabilen Zustand seien, auch die Freisetzung radioaktiver Materialien sei unter Kontrolle (Guardian 2011). Zitat: *"Offizielle Sprecher sagen, dass die Temperaturen innerhalb der Reaktoren Nummer 1 bis 3, in denen eine Kernschmelze erfolgte, nun im Bereich von 38°C bis 68°C sind."*

Der Generaldirektor der IAEA Yukiya Amano begrüßte die Ankündigung in einem IAEA-Statement (IAEA, 2011b). Entsprechend den IAEA-Definitionen (in diesem Dokument zur Öffentlichkeitsinformation) *"Bedingungen einer Kaltabschaltung sind erreicht, wenn drei Bedingungen erfüllt sind: die Kühltemperatur im Reaktordruckbehälter ist unter 100°C, die Freisetzung radioaktiver Materialien aus dem primären Containment ist unter Kontrolle und die Strahlungsbelastung der Bevölkerung durch zusätzliche Freisetzungen wird signifikant niedrig gehalten."* Wie auch immer, "Kaltabschaltung" hat nichts zu tun mit dem Zustand des Containments (Confinements) oder den Strahlungsdosen außerhalb der Anlage (NRC 2012).

"Kaltabschaltung" ist in den Technischen Spezifikationen eines SWR definiert als Zustand, in dem die Temperatur des Reaktorkühlwassers unter 93°C ist (NRC 2012), zwei Schleifen des Nachwärmeabfuhrsystems (Residual Heat Removal System), oder die Rücksaugpumpe plus Betrieb des unentbehrlichen Nebenkühlkreissystems (Essential Service Water Systems) in Betrieb sind. Das Erfordernis eines geschlossenen Kühlkreislaufs wird nicht erwähnt. In Fukushima Block 1 bis 3 ist keines dieser Systeme funktionsfähig, d.h. eine Kaltabschaltung ist definitionsgemäß unmöglich.

Zusätzlich ist ein Reaktor dann "abgeschaltet", wenn der berechnete Neutronen-Multiplikationsfaktor unter 0,95 liegt. In den Blöcken 1 bis 3 ist nicht einmal bekannt, wo die Trümmer der Kernschmelze sind, es gibt keine Information über deren geometrische Form, die physikalischen Eigenschaften und die anderen Randbedingungen. Berechnungen sind daher nicht möglich.

Wegen der genannten Argumente ist die Verwendung des Begriffs "Kaltabschaltung" falsch und irreführend.

Wie TEPCO informiert hat, sind die vorgesehenen Notkühlsysteme nach wie vor nicht funktionsfähig und daher für ihre Aufgaben nicht verfügbar. Stattdessen wird die Kühlung des "Reaktorkerns" mit einer deutlichen Verzögerung durch "alternative Systeme" durchgeführt, die in der Abbildung 1-8 dargestellt werden (schwarze Pfeile zeigen die Richtung der Wasserströmung). Wie man sehen kann, ist der Kühlwasserkreislauf offen. Das eingespeiste "Wasser" leckt aus dem perforierten Reaktordruckbehälter in das Confinement und von dort durch Lecks im Confinement in das Reaktorgebäude. Das gesammelte Wasser ist weiter in das Turbinengebäude eingedrungen und bildet einen gemeinsamen Wasserpool. Im Turbinengebäude saugt eine erste Pumpe Wasser aus dem Pool und eine zweite Pumpe aus der "zentralen Strahlenabfall-Aufbereitungsanlage". Das Wasser wird in einer "Aufbereitungsanlage" gereinigt und in einem "Tank" gesammelt, von wo aus eine dritte Pumpe

Wasser ansaugt und über die existierende "Einspeiseleitung" in den Reaktordruckbehälter einspeist.

Man kann in der Abbildung 1-8 sehen, dass angenommen wird, dass der geschmolzene Kern den Boden des Reaktordruckbehälters bereits durchdrungen hat und am Betonboden des Confinements gelandet ist. Die Abbildung zeigt in den Kreisen die verschiedenen existierenden Problembereiche.

Am 21. Februar 2012 war die Menge des hochgradig kontaminierten Wassers (Aktivität von Cs-137 und Cs-134 mehr als 8.000 – 11.000 Bq/l Anfang März 2012) in den Reaktor- und Turbinengebäuden mehr als 78.000 m³. Das Wasser stand in den Turbinengebäuden etwa 3 m hoch (Yasui 2012). Reinigungssysteme wurden zur Aufbereitung des kontaminierten Wassers etabliert, um die Konzentration der radioaktiven Materialien zu reduzieren. Allerdings hat sich gezeigt, dass die Effizienz der Reinigung niedrig ist.

Ein neuer meerseitiger Wasserschutzwall wurde konstruiert, um einer Kontamination des Ozean mit Grundwasser vorzubeugen (dies ist ein Anzeichen dafür, dass das Grundwasser kontaminiert ist).

Hochgradig kontaminierte Materialien wurden in Meeresbodenproben innerhalb des Hafens gefunden. Um weiterer Kontamination des Ozeans außerhalb des Hafens vorzubeugen, soll der Meeresboden vor dem Einlaufkanal mit verfestigtem Boden bedeckt werden.

Im Oktober 2011 wurde über den Reaktorgebäude des Blocks 1 eine Schutzdecke installiert, um vor Regen zu schützen und die Freisetzung radioaktiver Materialien einzugrenzen. In den Blöcken 3 und 4 wird der Schutt aus den oberen Bereichen der Reaktorgebäude vor dem Einbau der Bedeckungen entfernt.

Als Vorsichtsmaßnahme wurden neue Stützkonstruktionen unter dem Boden der Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente in Block 4 eingebaut (dort lagern 1331 Brennstoffkassetten). Zurzeit wird der Schutt zur Vorbereitung der relevanten Arbeiten weggeräumt. Die Entfernung der Brennelemente ist für den Herbst 2013 geplant. Im Frühjahr 2013 soll die Konstruktion der Abdeckungsstrukturen begonnen werden.

Insgesamt muss festgestellt werden: Die Konsequenzen des schweren Unfalls am Standort Fukushima sind nach wie vor schwerwiegend und noch nicht unter Kontrolle, u.a. das bei weiteren Erdstößen von Zerstörungen bedrohte Abklingbecken im Block 4 betreffend. Dies ist aus der vorliegenden Information ersichtlich, auch wenn diese kein vollständiges Bild der Situation geben.

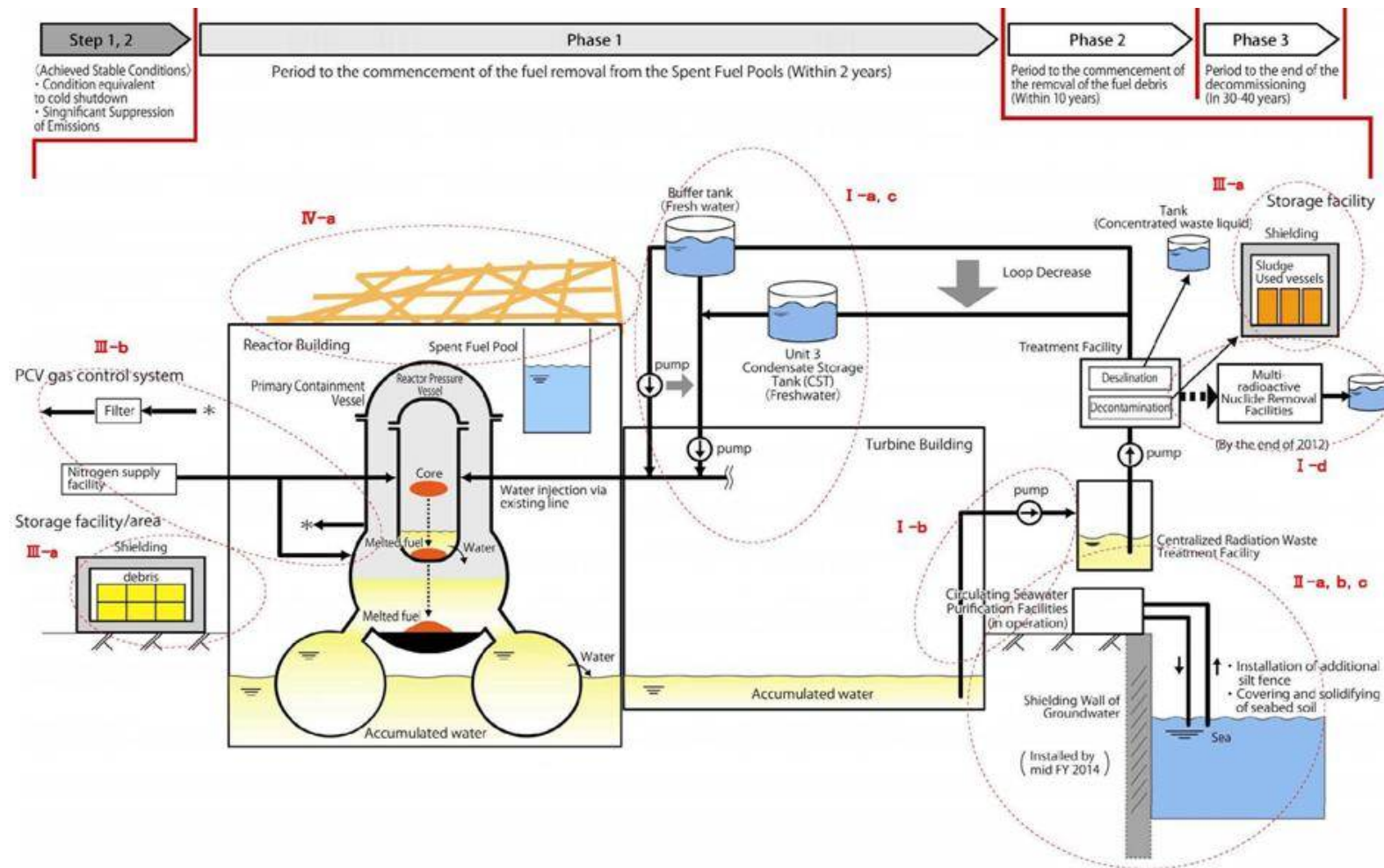


Abbildung 1-8: TEPCO-Überblick über die Gegenmaßnahmen in den Fukushima-Blöcken

Schematische Ansicht der Wege und Ablagerung der Kernschmelze (rot) im Reaktordruckbehälter (RDB) und im Containment (Confinement). Wege und Ansammlung von Kühlwasser (gelb) im RDB, im Kondensationsstorus, der Reaktorhalle und der Turbinenhalle, sowie den Weg des Kühlwassers durch die Reinigungs- und Konditionierungsanlage in einem der schwer beschädigten Blöcke des KKW Fukushima Daiichi, Block 1 bis 3. In der oberen Ecke zeigt eine Zeitskala die erwarteten Zeitintervalle, die für die diversen Anstrengungen auf dem Weg zu einer vollständigen Stilllegung der Blöcke erforderlich sein werden. (Quelle: TEPCO zum Status des KKW Fukushima Daiichi, Block 1 (GRS 2012b))

2 Erkenntnisse aus den Fukushima-Unfällen

Wie in Kapitel 1 berichtet wurde, sind die schweren Unfälle in Fukushima noch nicht beendet. Nichtsdestotrotz müssen bereits Erkenntnisse aus dem Geschehen abgeleitet werden, die sowohl auf die in Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren (LWR) mit altem Design (Generation II) wie auch auf LWR mit neuer Auslegung (Generation III), die sich in Bau befinden und relativ bald in Betrieb gehen sollen, anzuwenden sind.

Exemplarische Themen, die bereits angesprochen werden müssen, sind sowohl organisatorischer, wie auch technischer Natur.

Organisatorische Problembereiche:

Die Unterschätzung von Risiken und das Fehlen von Vorsorge für schwere Unfälle, mangelnde Sicherheitskultur (schwache Kontrollbehörden, fahrlässige Betreiber), Versagen des internationalen Sicherheitssystems, Versagen des IAEA- Non-Proliferation-Systems.

Technische Problembereiche:

Schwere Auslegungsfehler (Positionierung der Notstromdieselgeneratoren unter der Erde, Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente außerhalb des Confinements), unzureichende Ausstattung (keine H₂-Recombiner in der Reaktorhalle und im Confinement), unvollständige Sicherheitsauslegung (Auslegung basiert auf einem Spektrum von Kühlmittelverluststörfällen) der derzeitigen LWR.

2.1 Unterschätzung der Risiken und Mangel an Vorsorge

Die Fukushima-Unfälle haben klar gezeigt, dass TEPCO und die japanischen Behörden die existierenden externen Risiken unterschätzt haben und nicht darauf vorbereitet waren, mit den Konsequenzen schwerer Unfälle zurecht zu kommen. Das Unfallmanagement ist wesentlich, um effektive gestaffelte Sicherheitsebenen auf Level 4 sicherzustellen (IAEA NS-G-2.15, siehe (IAEA 2009a), und ist erforderlich nach IAEA NS-R-1 (IAEA 2000) und IAEA GSR-4 (IAEA 2009b). Dennoch hatte NISA (die japanische Nuklearbehörde) von den japanischen Betreibern nicht gefordert, Richtlinien für schwere Unfälle (SAMGs: Severe Accident Management Guidelines) anzufertigen. Einige der japanischen Kernkraftwerksbetreiber erstellten freiwillig SAMGs, die allerdings nur für Kraftwerksklassen erstellt wurden und nur auf internen Ereignissen basierten. Sie waren eher generisch, als Kraftwerks-spezifisch. Externe Ereignisse (wie Erdbeben, Tsunamis, Überflutungen, Flugzeugabsturz, usw.) wurden nicht berücksichtigt.

IAEA NS-R-1 und IAEA GSR-4 fordern die Durchführung von PSA (probabilistische Sicherheitsanalysen) incl. externer Ereignisse. Dennoch hat NISA keine Erstellung probabilistischer Sicherheitsanalysen verlangt. Einige japanische Kernkraftwerksbetreiber haben freiwillig PSA erstellt, aber nur für interne Ereignisse. Die japanischen PSA berücksichtigen meist keine Risikobeiträge aus menschlichem Versagen und Naturkatastrophen, wie Flugzeugabstürze, Turbinentrümmer, Überflutungen, Erdbeben, Tsunamis, usw. Der Fukushima-Unfall hat klar gezeigt, dass ein gemeinsames Auslöseereignis alle Blöcke an einem Standort simultan betreffen kann. Die PSA wurden dennoch nahezu immer auf der Basis eines einzelnen Blocks erstellt, unter der effektiven Annahme, dass sich jeder Block alleine am Standort befindet. Der Rahmen für PSA muss erweitert werden und die Auswertung solcher Effekte beinhalten, inklusive einer gründlichen Suche nach gemeinsamen bei Anlagen mit mehrere Blöcken (unter Einbeziehung von Möglichkeiten wie Turbinentrümmer, Flugzeugabsturz, externe Überflutungen, Erdbeben & Tsunamis, externe Brände, standortnahe Transportunfälle, und Wind-getragene vulkanische Ablagerungen).

NISA verlangte keine Installation von hard vents oder gefilterten Entlüftungssystemen (kontrollierte Abblasesysteme) in Siedewasserreaktoren (SWR), indem den Kraftwerksbetreibern freigestellt wurde, dies zu tun. Die US NRC forderte bereits 1989 die Installation von hard

vents für die BWR Mark I-Reaktoren. In Europa haben viele SWR-Anlagen freiwillig gefilterte Entlüftungssysteme installiert. Japanische Kraftwerksbetreiber lehnten die Installation von hard vents oder gefilterten Entlüftungssystemen ab. Als Ergebnis führten die schweren Unfälle in Fukushima 1 bis 4 zu Wasserstoffexplosionen mit schweren Beschädigungen des sekundären Confinements und der Sicherheitseinrichtungen.

Der Fukushima-Unfall hat klar gezeigt, dass die Kapazität der Batterien unzureichend war und dass keine Stromquellen zu deren Aufladung vorhanden waren; dieser Fakt war entscheidend für den Kontrollverlust und die Kernschmelze.

Zusätzlich bestand ein totaler Mangel an Notstromaggregaten (mobile Dieselgeneratoren) und Kühlwasser (mobile Diesel-betriebene Hochdruck-Feuerweerpumpen)

Die Unfallanalyse zeigt deutlich, dass der Mangel an Vorsorge und schlechtes Management die Entscheidungen zur Entlüftung der Confinements verzögerten, was zu Wasserstoffexplosionen führte, die die Situation erheblich verschlechtert haben.

Es bestand ebenfalls ein Mangel an Speichertanks zum Auffangen des hochgradig kontaminierten Wassers, sowie Systeme zu dessen Reinigung. Dies führte zur Freisetzung des kontaminierten Wassers in den Ozean und zur radioaktiven Verseuchung des Grundwassers.

2.2 Versagen des internationalen Sicherheitssystems

Das globale nukleare Sicherheitssystem, gefördert durch die IAEA, beruht teilweise auf verschiedenen zwischenstaatlichen gesetzlichen Instrumenten. Diese gesetzlichen Instrumente wurden entwickelt, um ein hohes Sicherheitsniveau weltweit zu erreichen, und beinhalten Konventionen, die gesetzlich verbindlich sind.

Nach dem Tschernobyl-Unfall übernahm die Kernindustrie fünf internationale Konventionen und legale Abkommen auf den Gebieten der nuklearen, Strahlungs-, Transport- und Abfall-Sicherheit. Dabei sind die wichtigsten die Konvention zur nuklearen Sicherheit (CNS: Convention on Nuclear Safety), die gemeinsame Konvention zur Sicherheit von abgebranntem Kernbrennstoff und der Sicherheit von radioaktivem Abfall. Es wird angenommen, dass diese Konventionen wichtige und erfolgreiche Instrumente für die Risiko-Kommunikation sind. Die CNS verpflichtet die Mitgliedsstaaten, die auf dem Festland Kernkraftwerke betreiben, ein hohes Sicherheitsniveau zu erhalten, indem internationale Benchmarks festgelegt werden. Diese beiden Konventionen sind naturgemäß eine Art Ansporn und nicht dazu da, die Erfüllung der Verpflichtungen durch die Mitglieder mit Hilfe von Kontrollen und Sanktionen sicher zu stellen, sondern basieren auf dem gemeinsamen Interesse, ein höheres Sicherheitsniveau zu erzielen.

Die Vertragsparteien müssen Übereinstimmung mit den Konventionen nachweisen und sich einer Peer-Review durch die anderen Vertragsparteien unterziehen. Alle drei Jahre ist folgendes fällig:

- Erstellung eines nationalen Berichts zur Übereinstimmung mit den Artikeln der Konvention;
- Revision der nationalen Berichte der anderen Staaten und Unterbreitung schriftlicher Fragen und Kommentare dazu;
- Beantwortung der Fragen anderer Staaten;
- Teilnahme an Review-Meetings bei der IAEA zur Darstellung der eigenen Übereinstimmung mit der Konvention und zur Beantwortung mündlicher Fragen anderer Staaten; und
- Umsetzung von Aktionen, die bei der Peer-Review identifiziert wurden, sowohl generischer, wie Länder-spezifischer Natur (diese Aktionen werden beim folgenden Konventions-Meeting überprüft).

Die IAEA behauptet, dass dieser Mechanismus das wesentlichste innovative Element in den Konventionen darstellt. Allerdings ist es weit entfernt von Offenheit und Transparenz und

daraus resultiert ein Mangel an Qualität und Kritik. (In der Tat gab es sogar den Fall, dass die Regierung der Ukraine die Nuklearsicherheitsbehörde entließ und die Kernkraftwerke über Monate hinweg ohne nukleare Aufsicht betrieben wurden. Diese Situation wurde in dem öffentlichen Dokument, das am Ende des geschlossenen Peer-Review-Meetings freigegeben wurde, nicht einmal erwähnt).

Die Erstellung und Diskussion der nationalen Berichte für beide Konventionen zeigten auch die nicht ausreichende Trennung zwischen Nuklearaufsichtsbehörden und Nuklearindustrie, sowie den Mangel an Öffentlichkeitsbeteiligung:

Erstens werden die nationalen Berichte durch die Nuklearaufsichtsbehörden, die Betreiber und andere Regierungsorgane ohne Mitwirkung von NGOs oder unabhängigen Experten erstellt.

Zweitens werden alle Berichte bei der IAEA abgelegt, aber nicht alle sind öffentlich zugänglich. Nur Mitgliedstaaten der Konventionen können Fragen zu den nationalen Berichten formulieren und an dem Peer-Review-Prozess teilnehmen.

Drittens sind zu den Meetings nur Staaten zugelassen, die Mitglieder dieser Konventionen sind. Sie sind für andere Staaten, NGOs und für die Medien gesperrt. Während der Meetings berichten die nationalen Expertenteams sich gegenseitig, wie sie die Erfordernisse der Konventionen erfüllen. Alle gehören zur geschlossenen Nukleargemeinde und in der Regel wird der Fortschritt jedes Staates hoch bewertet. Danach tauschen die Teilnehmer die Rollen und alles wiederholt sich. Am Ende wird ein sehr allgemeines Dokument erstellt, durch Konsens akzeptiert und für die Öffentlichkeit bereitgestellt.

Der Fukushima-Unfall hat die Unterschätzung der Bedrohungen (Stärke von Erdbeben, Höhe von Tsunamiwellen), den Mangel an Vorsorge zum Management schwerer Unfälle und zur Entschärfung der Folgen, sowie die unzureichende Sicherheitskultur auf individueller, gesellschaftlicher und Regierungsebene deutlich gemacht.

Im kurz vor der Fukushima-Katastrophe von der japanischen Regierung an die Convention of Nuclear Safety (CNS) 2010 veröffentlichten offiziellen Bericht findet sich die Feststellung: *"Through measures undertaken to prevent abnormal events it is possible to reduce the potential for the occurrence of a severe accident to the extent that its actual occurrence would be technologically inconceivable."* *"In Japan ist es möglich, das Potential für das Auftreten schwerer Unfälle in einem Ausmaß zu reduzieren, dass dessen Eintreten technologisch undenkbar erscheint, so dass so das Risiko für kerntechnische Anlagen auf einem ausreichend niedrigen Niveau gehalten wird."* (Regierung von Japan, Convention on Nuclear Safety, Nationaler Bericht Japans für das fünfte Review-Meeting, (September 2010), (NSC 2010, Seite 131). Der 2. CNS- Bericht, (NSC 2001, Seite 183), (Oktober 2001), der 3. CNS-Bericht (August 2004), Seite 18-20 (METI 2004), und der 4. CNS-Bericht (NSC 2007) (September 2007, Seite 18-3) enthalten ähnliche Feststellungen: Alle bezeichnen schwere Unfälle als *"technologisch unvorstellbar"*.

Derartige Feststellungen kennzeichnen eine mangelhafte Sicherheitskultur, da sie im Prinzip die Möglichkeit eines schweren Unfalls in einem Kernkraftwerk verwerfen. Eine solche Position ist unvertretbar, wie der Fukushima-Unfall deutlich macht (Andreev et al 2012). Da der CNS-Bericht von der Regulierungsbehörde (NISA) in Kooperation mit der japanischen Nuklearsicherheitsbehörde JNES (Japan Nuclear Energy Safety Organization) und der Vereinigung der Stromerzeuger Japans FEPC (Federation of Electric Power Companies of Japan), zu denen auch TEPCO gehört, erstellt wurde, ist davon auszugehen, dass es sich bei der CNS-Feststellung um eine gemeinsame Meinung handelt. Niemals hat ein CNS-Mitgliedsstaat (einschließlich Österreich) oder die IAEA diese Feststellung angefochten, nicht einmal nach dem Fukushima-Unfall.

2.3 Bewertung der Nuklearkatastrophe durch die japanische Parlamentskommission

Erst im Juli dieses Jahres wurde vom japanischen Parlament (Diet) eine von einer unabhängigen Kommission für das Parlament erarbeitete Beschreibung und Bewertung der Ursachen der katastrophalen Auswirkung des Erdbebens und Tsunamis auf das KKW Fukushima I in Kurzfassung veröffentlicht (NAIIC 2012).

Der Kommissionsbericht wertet die Katastrophe als ein menschengemachtes Desaster - a "manmade" disaster:

"The TEPCO Fukushima Nuclear Power Plant accident was the result of collusion between the government, the regulators and TEPCO, and the lack of governance by said parties. They effectively betrayed the nation's right to be safe from nuclear accidents. Therefore, we conclude that the accident was clearly "manmade." We believe that the root causes were the organizational and regulatory systems that supported faulty rationales for decisions and actions, rather than issues relating to the competency of any specific individual" (NAIIC 2012).

Die Untersuchungskommission kam demnach zum Schluss, dass die aufgetretenen natürlichen – aber doch vorhersehbaren – Widrigkeiten vor Ort einen eklatanten Mangel an Sicherheitskultur auf allen Ebenen (Betreiber, Behörde und Regierung) aufgezeigt haben, der letztendlich für das Ausmaß der Folgen von Erdbeben und Tsunami auf die Bevölkerung und das Kernkraftwerk verantwortlich ist.

Dem Kommissionsbericht zufolge sind noch viele Fragen unbeantwortet: Unter anderem inwieweit gravierende Schädigungen am Notkühlsystem bereits durch das Erdbeben, und nicht erst nur durch den nachfolgenden Tsunami verursacht worden sind. Derartige Fragen können möglicherweise erst nach vielen Jahren geklärt werden, nämlich erst wenn man Einsicht in die hochverstrahlten Reaktordruckbehälter nehmen kann. Damit steht der Kommissionsbericht im Gegensatz zum Betreiber TEPCO, der eine alleinige Verursachung durch den Tsunami als geklärt ausgab.

Der Bericht der Diet-Commission, dessen Bedeutung gar nicht hoch genug eingeschätzt werden kann, findet durch die oben angesprochene Feststellung aus Japans Bericht an die CNS seine glänzende Bestätigung. Die hier von hochrangiger seriöser Seite geleistete Demaskierung der japanischen Atomlobby und zutage tretenden Einschätzungsfehler, Selbstzufriedenheit und mangelnde Vorstellungskraft legen Übertragbarkeit auf andere kernenergiebetreibende Länder nahe.

2.4 Versagen des IAEA Non-Proliferation-Systems

Das IAEA Non-Proliferation-System zeigt eine Reihe von Schwachstellen und geringe Effizienz, auch schon vor dem Fukushima-Unfall. Trotz aller Aktivitäten wurden Nuklearwaffen in Indien, Hochspannungs-Schaltanlagen, Power Centers usw. in Pakistan, Nordkorea und Südafrika entwickelt und erfolgreich getestet. Man nimmt an, dass Israel mehr als 200 Kernwaffen unterschiedlichen Designs besitzt. Während mehr als einem Jahrzehnt unterstützte die IAEA die nukleare Entwicklung im Iran und nun sieht es danach aus, als ob dies auch in der Entwicklung von Kernwaffen mündet.

Vor dem Unfall waren etwa 4277 t an Schwermetallen in abgebranntem/gebrauchtem Kernbrennstoff am Standort Fukushima gelagert, in den Reaktorkernen, in den Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente nahe den Reaktoren, in dem gemeinsamen Pool für abgebrannte Brennelemente und den Trockenlageranlagen. Diese Menge enthält mehr als 43 t Plutonium.

Nach mehr als einem Jahr ist das Strahlungsniveau in den zerstörten Reaktorgebäuden der Blöcke 1 bis 4 nach wie vor sehr hoch und das Personal, einschließlich der IAEA-Sicherheitsinspektoren, kann nicht hinein. Es ist nicht möglich, Kameras oder andere technische Werkzeuge zu installieren. Das bedeutet, dass ein Monitoring und eine Überwachung des Nuklearmaterials, das in den Reaktorkernen der Blöcke 1 bis 3 und in den

Brennelementlagerbecken der Blöcke 1 bis 4 war, absolut unmöglich geworden sind. Das kontinuierliche Wissen über die gelagerten Kernbrennstoffe ist verloren gegangen, es ist nicht mehr bekannt, wo die Bestandteile des geschmolzenen Kernbrennstoffs in den Blöcken 1 bis 3 sind.

Die Strahlungssituation in den Blöcken 5-6, dem gemeinsamen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente und den Trockenlageranlagen ist besser. Dennoch ist auch der Zugang zu diesen Anlagen schwierig, da sie auf hochgradig kontaminiertem Gelände innerhalb der Sperrzone liegen. Es ist keine Information darüber verfügbar, ob IAEA-Inspektoren diese Anlagen besichtigt haben.

2.5 Schwere Auslegungsfehler

Ein entscheidender Auslegungsfehler liegt in der Aufstellung aller Notstrom-Diesgeneratoren für die Blöcke 1 bis 4 unter der Geländeoberfläche. Die Diesgeneratoren sollten im Fall eines Gesamtstromausfalls das Notkühlsystem mit Strom versorgen, versagten aber vollständig infolge der Überflutung durch den Tsunami. Nur einer der Diesgeneratoren (aus den Blöcken 5 und 6), der weit oberhalb des Geländeniveaus aufgestellt war, überstand den Tsunami, wodurch Probleme in diesen beiden Blöcken vermieden wurden.

Frühere Tsunamis und Warnungen durch unabhängige Experten wurden offensichtlich nicht ernst genommen und führten zu keinen adäquaten Maßnahmen zur Verbesserung der Strukturrobustheit, der Verankerungskapazität und der Tsunamibeständigkeit (z.B. Brennstofftanks für die Notstromdiesel).

Die Auswahl des Standorts Fukushima für ein Kernkraftwerk erscheint per se als falsche Entscheidung.

2.6 Unzureichende Ausstattung mit Geräten

Spätestens seit dem Unfall Three Mile Island (TMI) 1979 war evident, dass der Umgang mit Wasserstoff durch Installation adäquater Geräte eine Aufgabe der Vorsorge für den Fall eines Unfalls ist. In keinem der betroffenen Reaktoren in Fukushima waren Einrichtungen zur kontrollierten Wasserstoffzündung oder passive katalytische H₂-Recombiner angebracht.

Ganz allgemein erscheint es fraglich, ob die relevanten TMI-Erfordernisse, die nach dem TMI-Unfall für alle LWR verpflichtend wurden, in den Fukushima-Blöcken vollständig umgesetzt wurden. Ein Beispiel ist die Diversifizierung der Wasserstands-Messungen im Reaktordruckbehälter.

2.7 Unvollständige Sicherheitsauslegung

Eine Erkenntnis aus den Fukushima-Unfällen muss sein, dass der hypothetische Auslegungsstörfall, der durch einen Kühlmittelverluststörfall (LOCA) repräsentiert wird (abgedeckt durch einen Large-Break-LOCA (LB-LOCA) mit beidseitigem Abriss der Kühlmittelleitung mit dem größten Durchmesser), sich wieder einmal als unvollständig herausgestellt hat und daher nicht ausreichend war. Die Situation wird durch Sehgal et al. (2004) sehr deutlich formuliert. Auf Seite 6 dieses Berichts wird folgendes festgestellt:

"Die Sicherheitsauslegung der gegenwärtigen LWR basiert auf dem Regelwerk, das in den frühen 1970er Jahren etabliert wurde und in dem der Kühlmittelverluststörfall mit großem Abriss als der abdeckende Auslegungsstörfall diente. Die Erstellung eines starken Containments war günstig, da es während des TMI-Unfalls die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte in die Umgebung verhinderte (Broughton et al., 1989). Die post-TMI-Sicherheitsanalysen (Wolf, J. R., et al., 1993), und andere Überlegungen veranlassten die Regulierungsbehörden und die Betreiber, zusätzliche Maßnahmen zu implementieren, um die Konsequenzen schwerer Unfälle abzuschwächen. Einige diese Maßnahmen sind wirkliche Nachrüstungen, während andere verbesserte (d.h. Symptom-orientiert) Prozesse und Aktionen sind. Alle diese Maßnahmen sind nun Teil der Unfall Management-Richtlinien

(SAMG: Severe Accident Management Guidelines), die in den Kernkraftwerken implementiert wurden oder werden."

Spätestens seit Fukushima ist klar, dass der hypothetische LB-LOCA als Auslegungsstörfall durch einen realistischen schweren Unfall, d.h. mit einem nicht verfügbaren Notkühlsystem, als dominierendem Teil der Auslegung vervollständigt werden muss.

Diese Einsicht sollte schon seit dem TMI-2-Kernschmelzunfall und den entsprechenden Analysen klar sein, wurde aber offensichtlich durch eine probabilistische Näherung und durch die Argumentation, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls sehr klein sei, abgeschwächt. Dies scheint der Grund dafür zu sein, warum die Implementierung von Unfallmanagementrichtlinien (SAMGs) einigermaßen zögerlich vorankommt.

Andererseits sieht es danach aus, dass die Genehmigungsbehörde in Japan sich nicht ausreichend oder gar nicht darum gekümmert hat, ob der Betreiber TEPCO die Sicherheitsmaßnahmen in Hinblick auf die Abschwächung der Folgen eines schweren Unfalls implementiert hat.

Eine etwas erstaunliche Information, die weitere Fragen aufwirft, wird in dem technischen Dokument IAEA-TECDOC-1352, „Application of simulation techniques for accident management training in nuclear power plants, May 2003“ gegeben. Es wird berichtet, dass ein SWR-Simulator für die Ausbildung und das Unfallmanagement von der japanischen Elektrizitätsgesellschaft TEPCO entwickelt wurde. Das entsprechende Zitat (IAEA 2003): *"In Japan werden Vollsimitoren zur Ausbildung des Reaktorpersonals verwendet, um Kernschäden zu vermeiden. Für den Zweck des Trainings des Unfallmanagements durch TSC Belegschaft und Reaktorfahrern wurde ein Ausbildungs- und Trainings-System, das auf PC arbeitet, von japanischen SWR-Betreibern und Hitachi Ltd. entwickelt. Das Ausbildungs- und Trainings-System besteht aus zwei Subsystemen. Eines ist ein computerunterstütztes Instruktionssystem (CAI: computer aided instruction) und das andere ein Ausbildungs- und Trainingssystem mit Computersimulation. Beide Systeme können auf einer MS-Windows-Plattform auf PC betrieben werden."*

Wenn diese Information einen wahren Hintergrund hat, steht sie in einigem Widerspruch zu der offensichtlich fehlenden Notfallvorsorge der Belegschaft des Betreibers TEPCO in Zusammenhang mit dem Management der schweren Unfälle.

Zusammenfassend folgt aus den geschilderten Informationen, dass die wichtigste Fukushima bedingte Anforderung mit dem größten Einfluss auf die gegenwärtigen LWRs der Generation II, die Definition einer erweiterten Sicherheitsauslegungsbasis für LWRs durch Einbeziehung schwerer Unfälle sein muss.

Die aktuelle Sicherheitsauslegungsbasis umfasste bisher vorrangig verschiedene Kühlmittelverluststörfälle (LOCAs) als maximale Folge eines beidseitigen Abrisses der Kühlmittelleitung mit dem größten Durchmesser. Nach dem Kernschmelzunfall in dem Druckwasserreaktor in TMI-2 im Jahr 1979 und den letzten Kernschmelzunfällen in den Siedewasserreaktoren in Fukushima I sollte die Einbeziehung schwerer Unfälle mit Kernschmelze in die Auslegungsbasis verpflichtend sein.

Der Aspekt schwerer Unfälle wurde bisher nur durch die Implementierung von SAMGs durch den Betreiber berücksichtigt, im Allgemeinen basierend auf existierenden Systemen und Einrichtungen. Bisher war auch ausschließlich der Betreiber verantwortlich für deren Implementierung. Die neue Situation nach Fukushima erfordert eine vollverantwortliche Beteiligung der Genehmigungsbehörde für die Beaufsichtigung und Kontrolle der Implementierung adäquater Maßnahmen, Systeme und Einrichtungen, um Kühlmittelverluststörfälle und schwere Unfälle mit Kernschmelze bewältigen zu können.

Eine Bestätigung dieses Erfordernisses einer solchen "erweiterten Sicherheitsauslegungsbasis" wurde bereits in der Präsentation der "IAEA Position and Current Trends in Licensing Analysis" durch Herrn Misak (2009), vorgestellt. Siehe Folie 26:

Spezifische Akzeptanzkriterien für schwere Unfälle (DWR)

- *Die Containment-Integrität soll im Fall schwerer Unfälle gesichert sein, wobei potentielle lokale Explosionen entflammbarer Gase zu berücksichtigen sind. Die Vermeidung globaler Wasserstoffexplosionen soll erreicht werden.*
- *Die Freisetzung von Cäsium-137 in die Atmosphäre muss unter einem vorgeschriebenen Wert bleiben (z.B. 30 oder 100 TBq).*
- *Der gesamte Fallout von anderen Nukliden sollte langfristig, beginnend drei Monate nach dem Unfall, keine größere Gefährdung als die durch die oben genannte Cs-Freisetzungsgrenze bewirken.*
- *Keine Notfallschutzaktion jenseits von 800 m.*
- *Keine verzögerte Aktion jenseits von 3 km.*
- *Keine langfristige Aktion jenseits von 800 m.*
- *Begrenzte ökonomische Auswirkungen.*
- *Individueller effektiver Dosisgrenzwert (30-100 mSv).*

EMO 3&4 beabsichtigt, die Genehmigung in 2013/2014 zu erhalten. Daher müssen die Blöcke EMO 3&4, auf welcher alten Auslegung sie auch immer basieren, die LWR-Erfordernisse für neue Kernkraftwerke erfüllen.

3 Fukushima-verwandte Themen für die Mochovce Blöcke 3&4

Die Unfälle von Fukushima machten deutlich, dass die Folgen der "Lastfälle" nicht in vollem Umfang und nicht in voller Komplexität vorhergesehen werden können. Gleichzeitiges Auftreten von verschiedenen Ereignissen (Überlagerung von Ereignissen) ist wahrscheinlicher als in der Vergangenheit angenommen, und muss genauer betrachtet werden. Unfälle in einem Reaktorblock können benachbarte Blöcke beeinträchtigen, und können verschärft werden, wenn durch Ausfall von gemeinsam genutzten sicherheitsrelevanten Komponenten und durch Kontamination der Unfall auf benachbarte oder anliegende Blöcke übergreift.

Abbildung 3-1 zeigt das generische Schema des WWER-440/213, um das Lesen und Verständnis des vorliegenden Reports zu erleichtern.

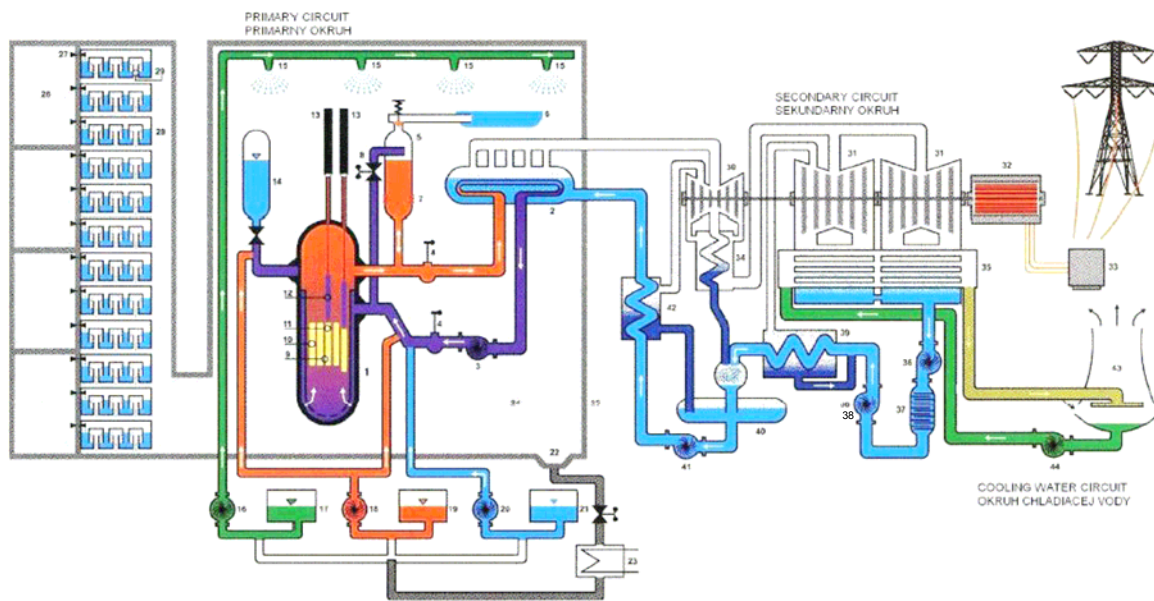


Abbildung 3-1: Generisches Schema des WWER 440/V213

1 Reaktor, 2 Dampferzeuger, 3 Hauptkühlmittelpumpe (1. Kreislauf), 4 Hauptabsperrearmatur, 5 Druckhalter Dampfvolumen, 6 Abblasetank, 7 Druckhalter Wasservolumen, 8 Kreislaufsprühleitung zum Druckhalter, 9 Reaktor, 10 Brennelement, 11 Automatische Steuerstäbe (ACR) Brennstoffteil, 12 Automatische Steuerstäbe (ACR) Absorbierteil, 13 ACR Antrieb, 14 Druckspeicher, 15 Sprühsystem, 16 Pumpe des Sprühsystems, 17 Sprühsystemtank, 18 Niederdrucksicherheitsbehälter, 19 Niederdrucksicherheitsbehälter, 20 Hochdrucksicherheitsbehälter, 21 Hochdrucksicherheitsbehälter, 22 Containment Sumpf, 23 Notkühlkreislaufwärmetauscher, 24 Containment, 25 Armierter Beton des Containments, 26 Kondensationsturm Luftauffangraum (air trap), 27 Rückschlagklappe, 28 Kondensationsturm, 29 Kondensationsturm „flumes“, 30 Hochdruckdampfturbine, 31 Niederdruckdampfturbine, 32 Generator, 33 Transformator, 34 Wasserabscheider und Erhitzer, 35 Kondensator, 36 Kondensatpumpe (Stufe 1), 37 Kondensataufbereitung, 38 Kondensatpumpe (Stufe 2), 39 Niederdruckvorwärmung, 40 Speisewassertank, 41 Elektrische Hauptspeisewasserpumpe im Speisewasserkreislauf (2. Kreislauf), 42 Hochdruckvorwärmung, 43 Kühlturm, 44 Pumpe im Kühlturmwasserkreislauf (3. Kreislauf). Quelle: Stress-Test SR final 2011.

Anmerkung der Verfasser: In obigem Schema wird durch die Legende für Punkt 25 der Eindruck erweckt, dass der gesamte Primärkreislauf des Reaktors sowie der Kondensationsturm an allen Seiten von einem bewehrten Beton-Containment mit durchgehend gleicher Wandstärke umschlossen wäre. Das entspricht nicht den Tatsachen. Die Räume oberhalb der Hauptkühlmittelpumpen und jene oberhalb der Dampferzeuger sind in Wirklichkeit nur durch Stahlplatten gegen die darüber befindliche Reaktorhalle getrennt und nicht durch eine Stahlbetonwand. Der Raum oberhalb des Reaktors ist ebenfalls nur durch eine Stahlkalotte gegen die Reaktorhalle abgeschlossen. Ausserdem befindet sich in der Reaktorgrube unterhalb des Reaktors eine Stahltüre. Beide - Reaktorgrube und Türe - sind im Schema nicht dargestellt, sowie auch nicht die unterschiedlichen Wandstärken der verschiedenen Räume des Confinements.

Vorbemerkung: In den folgenden Kapiteln wird, sofern nicht anders vermerkt, bereits auf entsprechende relevante Aussagen im nationalen slowakischen Stress-Testbericht Bezug genommen, da dieser die jüngste öffentlich verfügbare und z.T. auch aktuellste Quelle für einzelne Themen darstellt. In dem nachfolgenden Kapitel 6 „Ergebnisse der Slowakischen Stress-Tests“ werden weitere einzelne noch nicht behandelte oder zum Teil behandelte Themen aufgegriffen, komplettiert und kommentiert.

3.1 Überlagerung von Ereignissen mit anschließenden Ausfällen

Die Unfälle, die bei dem Kernkraftwerk Fukushima Daiichi am 11. März 2011 gleichzeitig begannen, wurden von einem externen Naturphänomen (ein großes Erdbeben), welches ein anderes Naturphänomen (Tsunami) auslöste, gekennzeichnet. Durch vom Erdbeben bedingte Schäden brach die Verbindung zum japanischen Stromnetz am Standort Fukushima Daiichi dauerhaft zusammen. Der Tsunami zerstörte die Meerwasser-Pumpen (des Nebenkühlwassersystems), überflutete einige wichtige Schalträume, überflutet die meisten Notstromdiesel und zerstörte deren Tanks für die Blöcke 1 bis 4. Letztendlich war nur ein einziger luftgekühlter Notstromdiesel im Reaktorgebäude von Block 6 betriebsbereit, und wurde verwendet, um Notfallfunktionen in den Blöcken 5 und 6 zu erhalten. Die Blöcke 1 bis 4 verblieben unter „Station Blackout“ Bedingungen.

Überlagerung von Ereignissen mit anschließendem Versagen von sicherheitsrelevanten Systemen und Komponenten ist nicht auf seismische Ereignisse und Tsunamis als Initiator begrenzt. Es gibt eine Reihe von anderen externen naturbedingten, sowie externen und internen anthropogenen Gefahren, die unter bestimmten Umständen zu ähnlichen Ergebnissen führen können. Die folgenden Beispiele, die nach vorliegenden Informationen für die Blöcke 3&4 von Mochovce zutreffend, aber nicht spezifisch sind (d.h. sie können auch an anderen Kernkraftwerken auftreten), verdeutlichen die Bedrohung:

- Turbine Missiles: Durch z.B. Übergeschwindigkeit aus der Turbine geschleuderte Turbinenschaufeln sind in der Lage Schäden durch Stöße und durch Ablättern zu verursachen. Turbinenversagen mit „Turbine Missiles“ bedingt eine hohe Wahrscheinlichkeit von schweren Bränden (als Folge von Austritt von Wasserstoff aus dem Generator und Turbinenschmieröl). Feuer kann zu Schäden an zusätzlichen Komponenten und Systemen führen. [Unklar ist, ob Schutzschilde gegen „Turbine Missiles“ in Mochovce Blöcke 3 und 4 hinzugefügt wurden, solche wurden in den Blöcken 1 und 2 installiert. Aber selbst wenn „Turbine Missiles“ Schilde für Blöcke 3 und 4 installiert wurden und sie erfolgreich Fragmente von Turbinenschaufeln abfangen können, bleibt die Brandgefahr.]
- Brüche und Lecks im Kühlturmkreislauf (dritter Kreislauf): Ein großer Bruch im Kühlturmkreislauf in der Turbinenhalle (auch wenn die Pumpen sofort heruntergefahren werden) führt zu einer Überflutung der Turbinenhalle. Da keine Flut-Türen installiert sind, würden solche Überschwemmungen zur Flutung von Schaltanlagenraum und Batterieraum aller vier Blöcke führen. Das Ergebnis einer solchen Überschwemmung wäre ein nicht behebbarer Station Blackout aller vier Einheiten. Der slowakische Stress-Test Bericht (Stress-Test SR final 2011) diskutiert dieses Szenario auf Seite 86, stellt fest, dass 85.100 m³ Wasser in die Turbinenhalle freigesetzt werden könnte, merkt aber an, dass dies kein Problem sei - hier muss man widersprechen. Unter Zuhilfenahme von Google Maps kann man sehen, dass die Turbinenhalle etwa 655 Meter lang und 45 Meter breit ist. Angenommen, die Halle wäre leer, dann errechnet sich eine Grundfläche von 29.475 Quadratmetern. Mit 85.100 Kubikmeter Wasser läge der Wasserspiegel bei 2,88 Meter. Dies ist eine Abschätzung nach unten, da in einem nicht unbedeutenden Volumen der Turbinenhalle Anlagen installiert sind (z. B. sind acht verschiedene Kondensatoren und andere Geräte auf dem Boden der Turbinenhalle montiert). Das Wasser wird in die benachbarten Batterieräume und die Schaltanlagenräume auslaufen. Die Schaltgeräte sind auf dem Boden montiert, und die Akkus sind 0,6 Meter über dem

Boden (wie in dem Walk-down Bericht dargestellt, November 1995, Seite I-120, Kromp et al. (1995)).

- Erdbeben: Ein Erdbeben kann zu einem nicht behebbaren Verlust des Netzanschlusses führen (zumindest die Wiederherstellung für den Zeitraum einer Woche verunmöglichen). Eine ausreichend großes Erdbeben könnte die Kühltürme zum Einsturz bringen. Die Blöcke 3 und 4, die den Kühltürmen am nächsten sind, könnten bei einer unglücklichen Sturzrichtung der Kühltürme das Nebenkühlwassersystem verlieren. (Es wird erwartet, dass Systeme und Strukturen dem Auslegungserdbeben standhalten, aber es sind keine öffentlich zugänglichen Informationen über die Belastbarkeit der Strukturen für auslegungsüberschreitende Erdbeben verfügbar.)
- Großflugzeugabsturz:
 - In der Turbinenhalle (senkrecht zur Längsachse): Ein Flugzeugabsturz könnte zur Zerstörung mindestens einer Turbine (möglicherweise auch zwei oder mehr) führen, in Folge zu „Turbine Missiles“ und Brand. Wird eine obere Einschlaghöhe und ein flacher Einschlagwinkel angenommen, könnte ein Abriss mehrerer Frischdampfleitungen sowie ein Fehlöffnen der BRU-A (Abblaseventile) und / oder Frischdampf-Sicherheitsventile die Folge sein. Ein simultaner Bruch mehrerer Frischdampfleitungen könnte zu Kritikalität führen, selbst wenn der Reaktor heruntergefahren wird, und würde sicherlich zu einer schweren Unterkühlung-Transiente führen. Die Folgen von erneuter Kritikalität würden von der Menge an Energie, die kurzfristig im Brennstoff erzeugt werden würde, abhängen.
 - In der Turbinenhalle (parallel zur langen Achse). Der Flugzeugabsturz könnte zu Zerstörungen von mindestens einer Turbine (möglicherweise auch zwei oder mehr) führen, was wiederum zu Turbine-Missiles und Feuer führen kann.
 - In das Reaktorgebäude (parallel zur langen Achse:) Der Flugzeugabsturz könnte zur Durchdringung des Confinements (Sicherheitsbehälter) und zum Abriss der Verbindungsleitung von Druckhalter und Primärkreislauf führen und weiter zu einem großen Bruch mit Verlust von Kühlmittel außerhalb des Confinements. Der Notkühlkreislauf wäre durchbrochen, und eine eventuelle Erschöpfung aller Reservoirs zur Notkühlung wäre die Folge – in Verbindung mit einem nicht intakten Confinement und Kernschmelze. Zusätzlich wäre ein Brand denkbar (durch den Flugzeug-Treibstoff), der da Unfall-Management noch problematischer machen könnte.
 - In das Gebäude des Nebenkühlsystems: Solch ein Flugzeugabsturz hätte den Verlust des Nebenkühlsystems zur Folge und würde sowohl Block 3 als auch 4 betreffen. (Ein ähnlicher Absturz ist auch am anderen Ende der Anlage möglich mit analogen Konsequenzen für Blöcke 1 und 2.)
 - In den Notspeisewasserbehälter und das Kontrollgebäude (senkrecht zur Längsachse der Einheiten, Auftreffen auf die Einheit 4 Ende:) Solch ein Flugzeugabsturz könnte zum Verlust des Notspeisewasserinventars führen und möglicherweise auch zur Zerstörung der Schaltwarte.

Die Behandlung des Problems Flugzeugabsturz ist eine Voraussetzung von ENSREG für den Stress-Test. Aber im slowakischen Stress-Testbericht wird der "Flugzeugabsturz auf wichtige Objekte" nur in einem Satz (Stress-Test SR final 2011, Seite 137) angesprochen, welche Anlagen oder Standorte betroffen wären und in welcher Weise wird nicht beschrieben.

3.2 Sicherheitssysteme, Strukturen und Notfallmaßnahmen im Lichte der Fukushima-Unfälle

In diesem Kapitel werden mehrere Sicherheitssysteme, Strukturen und Verfahren des WWER-440/213 im Allgemeinen und EMO 3&4 im Speziellen im Lichte der Fukushima-Unfälle diskutiert. Sie beschreiben die Mängel des für den WWER-440/213 spezifischen

Sicherheitsbehälters (Confinement), der SAMG Wasserstoff-Managementstrategie und der für EMO 3&4 vorgesehenen externen Kühlung der Kernschmelze im Reaktor-druckbehälter.

3.2.1 Mängel des WWER-440/213 Confinement Konzepts

Das sowjetische Druckwasserreaktormodell WWER-440/231 verfügt abweichend von westlichen Druckwasserreaktoren über kein Volldruck-Containment, sondern über ein weniger druckfestes Confinement. Dieses bedarf beim LOCA zur Drucklimitierung eines passiven Kondensationssystems (Bubbler Condenser) und eines aktiven Sprühsystems.

Derartige Systeme sind in westlichen Ländern nur für Siedewasserreaktoren im Einsatz. Ihre Funktionalität wurde in Fukushima dreimal gefordert. War aber dreimal nicht gegeben.

Aus diesem Grund ist auf das Confinementsystem ein besonderes Augenmerk hinsichtlich ihrer Barrierefunktion für Belastungen von Innen (durch erhöhten Druck, Temperatur – Wasserstoffexplosionen) sowie Belastungen von außen (durch Flugzeugaufprall, Angriff) zu richten. In diesem Zusammenhang ist auch die Notwendigkeit der Implementierung eines kontrollierten Abblasesystems für das Confinement im Falle eines schweren Unfalls zu prüfen. Die Betreiberseite hatte bislang diese Option laut slowakischem Stress-Testbericht nicht verfolgt, die Aufsichtsbehörde UJD merkte jedoch in ihrem Peer-Review unter dem Kapitel „Schwachstellen, Mängel (Bereiche für Verbesserungen)“ dazu kritisch an, „*die Option eines gefilterten Containment-Abblasesystems als eine letzte Möglichkeit der Erhaltung der Containment-Integrität durch eine passive Maßnahme in Betracht zu ziehen*“ (Stress-Test SR peer 2012, Seite 25). Die tschechische Aufsichtsbehörde SUJB weist mehrfach auf die Notwendigkeit einer Befassung mit dieser Option hin (Stress-Test CR peer 2012, Seiten 21, 23 und 25), die ungarische HAEA ebenfalls (Stress-Test H peer 2012, Seiten 4, 22, 23 und 24). Nur die finnische STUK spricht gefiltertem Abblasen für Loviisa die Eignung ab und begründet dies mit dem speziellen (vom WWER-440/213er-Confinement stark abweichenden) Stahlhüllen-Containment von Loviisa und befürwortet, Druckabbau durch ein externes Containmentspraysystem zu erreichen (Stress-Test SF peer 2012, Seite 23).

Ein weiteres wichtiges Thema betrifft das Problem des Wasserstoffes, dessen Monitoring und Rekombination bei einem schweren Unfall. Hier stellt die Ermittlung der geeigneten Anzahl und geeigneten räumlichen Anordnung von Rekombinatoren (z.B. auch in den Air-Traps) ein zu lösendes Problem dar.

Auch die Verlässlichkeit des Sprühsystems im Containment (Tomek 2011) muss nicht von vornherein gewährleistet sein, **da Strom- und Wasserversorgung desselben im Extremfall ganz ausfallen können. Insbesondere geht es auch um die Verfügbarkeit ausreichender Kühlwassermengen bei Langzeitanforderung.**

Die Mängel des WWER-440/213 Confinement Ansatzes sind klar erkennbar, und in vielen Fällen treffend zusammengefasst von Westinghouse Electric Europe SA, die für die Entwicklung der SAMGs für WWER-440/213 Design (auf Grundlage der Westinghouse Owners Group SAMG) verantwortlich zeichnen. Felix and Dessars (2003) zum Zustand (Hervorhebung hinzugefügt):

- *"Für Scenarii, die nicht unter Hochdruck-Transienten im Confinement fallen, hat der Kondensationsturm keinen signifikanten passiven Einfluss auf den Zustand des Confinements. Daher kann vorsätzliche Drainage der Kondensations Wannen als primäre Strategie zum **Fluten des Confinements** in Betracht gezogen werden, was eines der Mittel der SAMG zur Rückführung der Anlage zu einem kontrollierten stabilen Zustand darstellt."*
- *"Sowohl WWER-1000 als auch WWER-440/213 Designs sehen einen Raum (Reaktor-grube) mit kleinem Volumen (in der Größenordnung von 300 m³) vor, in welchem der Reaktor-druckbehälter installiert ist, getrennt vom Rest des Containments/Confinements durch zwei hermetische Türen. Diese besondere Konfiguration führt zu speziellen Erwägungen bei der Entwicklung der SAMG, wie Machbarkeit der Flutung der Reaktorgrube,*

Analyse von Ausbreitungsfläche und Ausbreitungsverhalten des Coriums, und das Studium der Versagensarten der Reaktorgrube und Sicherheitslücken."

- *"Das WWER-440/213 Confinement besteht aus einer Reihe von hermetischen Räumen oder Abteilungen, die durch Öffnungen in verschiedenen Größen miteinander verbunden sind. Die Grenze des Confinements wird daher durch die Summe dieser Abteile definiert, die in der Tat eine hermetische Zone konstituieren, aber nicht als homogenes Containment im Sinne eines Standard-PWR Containments zu betrachten sind. Als Konsequenz der Besonderheiten dieser Struktur muss für die Ausarbeitung der SAMGs Vermischung der Gase und Flammenausbreitung von einem Confinementabschnitt zum anderen und die Möglichkeit vom Übergang von Deflagration zu Detonation (DDT) untersucht werden."*
- *"Darüber hinaus ist das WWER-440/213 Confinement wegen seines passiven Druckreduziersystems nicht für hohe Drücke ausgelegt und damit ist seine strukturelle Integrität niedriger als die eines DWR Standard Containments. Daher sollten die SAMG Strategien bereitstellen, die das Auftreten von Ereignissen, die zu Hochdruck-Transienten im Confinement führen könnten, verhindern. Zu solchen Ereignissen zählen Ausstoß der Kernschmelze unter hohem Druck – (HPME) und die damit verbundenen Phänomene, oder Wasserstoff Abbrand, der bei ausreichender Konzentration zu Druckspitzen führen könnte, die die Integrität des Confinements gefährden würden."*
- *"Schließlich wiesen **WWER-440/213 Confinements höhere Leckraten als DWR Standard Containments** auf, was Auswirkungen auf SAMG Strategien haben könnte, die sich mit Freisetzung von Spaltprodukten befassen. Allerdings zeigen neuere Schätzungen, dass sich die Confinement Dichte in vielen WWER-440/213 in den Jahren verbessert hat, und die Confinement Leckraten mittlerweile mit denen eines DWR Standard Containment vergleichbar sind (in der Größenordnung von 4-5% des Gesamtvolumens pro Tag)."*

Der letzte Teil dieses langen Zitats ist leider nicht ganz richtig. Tatsächlich werden Leckraten von 4-5 Volumenprozent pro Tag für einige WWER-440/213 Einheiten gemeldet, aber DWR Standard Containments haben in der Regel Leckraten im Bereich von 0,1 bis 1 Volumenprozent pro Tag. Dies ist um einen Faktor 4-50 niedriger als das, was die besten WWER-440/213 Einheiten erreicht haben. Bei einer Leckrate von 4-5% pro Tag ist ein hohes Maß an Zuverlässigkeit **des aktiven Confinement Sprühsystems** erforderlich, um die Freisetzung von flüchtigen und halbflüchtigen Radionuklide in die Umwelt zu verringern.

Es muss auch darauf hingewiesen werden, dass die Experimente, in denen Containment / Confinement Leckraten erhoben werden, nur den Druck-Teil der Unfälle simulieren – die mit einem schweren Unfall verbundenen hohen Temperaturen werden nicht simuliert. Die Erfahrungen der schweren Unfälle bei Fukushima Einheiten 1 bis 3 zeigen deutlich, was lange vorhergesagt wurde - Containment / Confinement Leckraten sind stark vom temperaturabhängigen Verfall der Dichte der Containment / Confinement Durchführungen beeinflusst. Sowohl das SWR-Mark I Confinement von Fukushima als auch die Einheiten 1 bis 3 des WWER-440/213 Confinement-Design weisen eine sehr große Durchführung an der **Verschlusskappe auf, deren Leckrate** von Druck und Temperatur bestimmt wird. Diese Leckrate wurde nie während Containment / Confinement Lecktests simuliert und so ist es durchaus wahrscheinlich, dass die Tests bestenfalls eine grobe minimale Schätzung der tatsächlichen Leckrate darstellen, die unter den Bedingungen eines schweren Unfalls angetroffen werden kann.

Es gibt zwei weitere große Unterschiede zwischen DWR Containments und WWER-440/213 Confinements, die nicht von Felix and Dessars (2003) zitiert werden. Erstens gibt es die sehr großen Unterschiede während des Austauschs der Brennelemente, vor allem bei voller Entladung des Kerns in das Abklingbecken. DWR Containments befüllen den Kern bei vollständig gegebener Containmentfunktion (das Abklingbecken ist entweder innerhalb des Containments oder in einer separaten Struktur, zu der die abgebrannten Brennelemente allerdings unter Wasser und vollständigem Abschluss geführt werden). Im Gegensatz dazu

ist beim Beladen des Kerns beim WWER-440/213 eine Confinementfunktion definitionsgemäß nicht gegeben, da dafür sowohl die Confinement - Verschlusskappe als auch der Reaktordruckbehälterdeckel abgenommen werden müssen, wobei der Wasserspiegel des Reaktordruckbehälters direkt mit der Atmosphäre des Beladungsdecks in Kontakt ist. Das Gebäude über dem Beladungsdeck ist von Industriequalität, aber weder Teil eines Confinements noch eines Containments (trotz SE / ENEL 's halbherzigen Dementis). Jeder schwere Unfall beim Beladen des Kerns könnte zu einer großen Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt führen. Außerdem, wenn die Reaktorgrube geflutet wird, wenn sich ein Unfall ereignet während Beladen des Kerns und das Konzept Fluten der Reaktorgrube tatsächlich ein Versagen des Reaktordruckbehälters verhindert, werden Schäden am Kern eine Umgehung des Confinements zur Folge haben, das Corium wird sich im unteren Plenum sammeln und seinen Bestand an flüchtigen und halbflüchtigen Radionukliden ausdampfen. (Dies ist ein wirklich widersinniges Ergebnis der ausgewählten SAMG und weder Westinghouse Electric Europe SA noch SE / ENEL (noch VUJE) haben dieses entweder erkannt oder in den Griff bekommen.)

Zweitens, wenn der gesamte Kern in der Wartungsperiode in das Abklingbecken abgeladen wird – wobei wir wissen, dass dies nicht nur von Zeit zu Zeit, sondern bei jedem Brennelementwechsel getan wird – die heißesten Brennelemente – das heißt, die Brennelemente, die zuletzt im Betrieb im Reaktorkern waren und erst kürzlich in das Abklingbecken entladen wurden – werden in einem Rack über dem normalen Rack gelagert, sind somit höher im Pool des Abklingbeckens positioniert, daher unter weniger Wasser und viel schneller einer Oxidation ausgesetzt, sollte es während eines Unfalls im Abklingbecken zum Verlust des Kühlmittels im Abklingbecken kommen.

In Felix & Dessars (2003) wird erwähnt, dass der WWER-440/213 Kern 18 Tonnen Zirkonium enthält, und dass erwartet wird, dass im RDB bis zu 70% oxidiert werden können, wodurch etwa 500 kg Wasserstoff entstehen. Aber diese Berechnung wurde offenbar für die ursprüngliche Auslegung des WWER-440/213 angestellt, in der das RDB versagt und effektiv die "In-Vessel" Wasserstoff-Produktion beendet. Wenn aber stattdessen - wie für Mochovce 3&4 geplant ist - der Kern im RDB gehalten wird, kann mehr Wasserstoff erzeugt werden, bis hin zur vollständigen Oxidation (d.h. 100% Wasserstoff-Produktion im RDB). Es sei darauf hingewiesen, dass im Vergleich mit Fukushima Block 1 (ein Reaktor thermischer Leistung ähnlich den Mochovce-Reaktoren), der Kern des WWER-440/213 etwa die Hälfte des Zirkon eines SWR / 3 oder SWR / 4 der gleichen Wärmeleistung aufweist.

Eine Zusammenfassung dieses Kapitels ist Teil des Kapitels 3.2.10.

3.2.2 SAMG Strategie zum Wasserstoff Management

Die Analyse über den Erfolg oder Misserfolg der **SAMG Wasserstoff-Management-Strategie** mit MAAP / WWER ist fraglich aufgrund der **engen Geometrie im WWER-440/213 Confinement**. MAAP / WWER ist, wie MELCOR, ein zweidimensionaler Code. Was **benötigt** wird - wegen der extremen Verwundbarkeit des WWER-440/213 Confinements bei Wasserstoff-Verbrennungsphänomenen (darunter DDT) - ist eine dreidimensionale Analyse mit Hilfe eines **CFD (Computational Fluid Dynamics)**-Code. Ein solcher Code, der erfolgreich bei dem WWER-440/213 Design (speziell Paks) angewandt wurde, ist GASFLOW. Andere solche Codes sind ebenfalls erhältlich (wie FLUENT). Wir empfehlen dringend den Einsatz eines geeigneten 3D-CFD-Codes für das **Mochovce 3&4** Wasserstoff-Management-Problem, um mit größerer Sicherheit festzustellen, dass die richtige Anzahl und Position von Zünder / Rekombinatoren tatsächlich in der Lage sind, Versagen des Confinements bei einer Vielzahl von Unfallbedingungen zu verhindern. Diese Bedingungen sollten sowohl Erfolg als auch Misserfolg der Strategie „In-Vessel-Retention“ annehmen.

Management von Risiken in Verbindung mit Wasserstoff im Containment wird im slowakischen Stress-Testbericht (Stress-Test SR final 2011) auf Seite 149 beschrieben. Die Bedeutung der Anbringung von PARs wird angesprochen. Es werden allerdings weder

Informationen über ihre Positionierung und Anzahl, noch über die analytischen Werkzeuge, die verwendet wurden, um die optimalen Standorte innerhalb des Confinements zu identifizieren, mitgeteilt. Nur Abbildung 24 des Stress-Testbericht (siehe Abbildung 3-3 unten), welche Informationen zu Strategie Fluten der Reaktorgrube und Containment-Sprühen zeigt, lässt die Positionierung einiger Rekombinatoren, offensichtlich in der Dampferzeugerbox erkennen. Es wurde nicht erwähnt, ob Rekombinatoren in den Air-Traps des Bubbler Kondensator angebracht werden, wo Wasserstoff Akkumulation unter SA Bedingungen ein ernstes Problem bedeuten könnte, da eine Detonation dort mit nachfolgender Zerstörung der Außenwände einen direkten Freisetzungsweg für Spaltprodukte in die Umwelt öffnen würde.

Wir bemerken auch **das vollständige Fehlen einer Verbindung** zwischen dem **Programm zur Verifikation der Nasskondensationsanlage** (Bubbler Condenser) und den **geplanten Mochovce 3&4 SAMG Strategien**. Die vorgesehenen Tests für die Nasskondensationsanlage sind kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle und ein Bruch der Frischdampfleitung (MSLB) im Confinement. So gut die Nasskondensationsanlage unter diesen Bedingungen auch arbeitet, sie hat nichts mit dem Ziel der SAMG Strategien (z.B. zuverlässige primärseitige Druckentlastung, Rückhaltung des Corium im RDB durch Ablassen des Inventars der Nasskondensationsanlage in die Reaktorgrube, Wasserstoff Management und Management von PARs und Igniters) für Mochovce 3&4 zu tun. Somit ist das Bubbler Kondensator-Testprogramm, das von EREC in seiner Versuchsanlage durchgeführt wurde, im Wesentlichen irrelevant für die Bedingungen, die SE / ENEL bei schweren Unfällen in Mochovce erwartet.

Die Nasskondensationsanlage von Mochovce enthält ungefähr 1300 m^3 Wasser bei einer $1375 \text{ MW}_{\text{th}}$ Einheit laut Stress-Test SR final (2011), Seite 31², entsprechend $0,95 \text{ m}^3/\text{MW}_{\text{th}}$. Die Kondensationskammer in einem SWR-Mark I Confinements hat etwa 1750 m^3 Wasser in einem $1380 \text{ MW}_{\text{th}}$ Einheit ($1,27 \text{ m}^3/\text{MW}_{\text{th}}$). Somit stellt das Wasserinventar der Mochovce Nasskondensationsanlage etwa ein Drittel weniger Wärmekapazität bereit als die Kondensationskammer in einem SWR-Mark I von vergleichbarer Größe. Es gibt jedoch große Unterschiede beim freien Volumen (52.000 m^3 für Mochovce 3&4 vs. 6.000 m^3 für eine SWR-Mark I in Fukushima) und in dem geschätzten Versagensdruck ($0,25$ bis $0,4 \text{ MPa}$ für eine WWER-440/213 vs. $0,7 \text{ MPa}$ für eine SWR-Mark I Confinement). Es besteht auch ein erheblicher Unterschied zwischen der behaupteten Leckrate eines WWER-440/213 (4-5 Volumenprozent pro Tag zur Design-Druck) und der maximal zulässigen Leckrate für eine SWR-Mark I Confinement ($1,2$ Volumenprozent pro Tag). Es ist nicht offensichtlich wie sich diese Reihe von Unterschieden im Vergleich der beiden Entwürfe auswirken könnte. Um die Situation zu erhellen, wäre eine Reihe von Berechnungen zu schweren Unfällen mit dem gleichen Code und für ähnliche Randbedingungen für die beiden Designs nötig, für vergleichbare Unfälle (z. B. kleine LOCA, Station Blackout, Verlust der Nachwärmeabfuhr, etc.). Diese Vergleichsrechnungen sind noch nicht verfügbar.

Schließlich behaupten Cvan und Šiko (2009), dass eine "detaillierte Identifizierung von Mängeln des ursprünglichen Designs" von Mochovce 3&4 basierend auf einer "Zusammenfassung von Anforderungen und Anregungen der IAEA (International Atomic Energy Agency) und EUR (European Utility Requirements)" durchgeführt wurde. Auch wenn dem so sein mag, tatsächlich wurden weder die Zusammenfassung von Anforderungen und Anregungen von IAEA und EUR, noch die Identifizierung von Mängeln der ursprünglichen Auslegung von Mochovce 3&4 zur Verfügung gestellt. Cvan und Šiko identifizieren die resultierenden bedeutenden Design-Veränderungen wie folgt: ein "Komplex von Maßnahmen, um die Reaktorgrube zu fluten zur externen Kühlung des RDB, und ein erweitertes

² Dieser Wert entspricht der ursprünglichen thermischen Leistung; bei Mochovce 1 & 2 wurden sowohl die thermische als auch elektrische Leistung erhöht; im Laufe des Betriebs von Mochovce 3&4 dürfte die thermische Leistung ebenfalls erhöht werden. Beim angegebenen Wert scheint es sich um den niedrigeren Einstellwert bei erster Inbetriebnahme handeln, der im Laufe des Betriebs auf den laut UJD-Homepage von der Aufsichtsbehörde UJD genehmigten Wert von $1471 \text{ MW}_{\text{th}}$ erhöht wird.

System für Wasserstoff Rekombinatoren und Igniters", "speziell zweckbestimmtes System zur Druckentlastung des Primärkreislaufs, zusätzliche externe Reservoirs von Kühlmittel und Überwachungssysteme zur Kontrolle von schweren Unfällen".

Cvan und Šiko (2009) verweisen in ihrer Präsentation auf eine "große Datenbank von diversen schweren Unfall-Szenarien", mit Verweis zu PHARE 4.2.7.a. Leider betraf die zitierte PHARE Studie die Mochovce Blöcke 1 und 2 und stammt aus dem Jahr 2001 und basiert auf einer Machbarkeitsstudie zur Anwendung einer Studie von 1993 im Jahr 2001 (IEA 2006). Die Relevanz einer solchen Studie im Jahr 2009 (Zeitpunkt der Präsentation von Cvan und Šiko) oder im Jahr 2012 (Gegenwart) ist höchst fraglich, da Rechnungen und Codes verwendet wurden, die inzwischen veraltet sind.

Zum Beispiel, der Code MELCOR – häufig zur Analyse schwerer Unfälle verwendet – wurde erstmals 1991 als MELCOR 1.8.0 (SNL 1991) veröffentlicht. Die Version des Codes im Jahr 1993 war MELCOR 1.8.1 (veröffentlicht im Juni 1991) oder MELCOR 1.8.2 (erschienen Mai 1993). Seitdem wurde der Code wesentlichen Änderungen unterworfen, in den Versionen 1.8.3 (September 1994), 1.8.4, 1.8.5 (Mai 2000) und 1.8.6 (September 2005). Die aktuelle Version des Codes ist MELCOR 2.1, und wurde im Jahr 2008 veröffentlicht. Sandia arbeitet derzeit an MELCOR 3.0.

Jede Analyse eines schweren Unfalls, die auf Melcor 1.8.1 oder 1.8.2 des Jahres 1993 beruht, muss mit äußerster Vorsicht verwendet werden, da diese Code-Versionen mehrfach überarbeitet wurden und seitdem durch umfassendere und mechanistischere Modellierungen ersetzt wurden. Es muss mit erheblichem Misstrauen gesehen werden, dass Berechnungen mit MELCOR 1.8.1 und 1.8.2 vertraut werden, um Mängel des WWER-440/213 Designs zu identifizieren. Darüber hinaus sollten die Berechnungen schwerer Unfälle einen Bezug zu dem aktuellen Risikoprofil der Anlage haben (unter Berücksichtigung von Unfällen beim An- und Abfahren, beim Beladen des Kerns, unter Berücksichtigung aller internen Ereignisse, interne und externe anthropogene Gefahren sowie Gefahren durch Naturkatastrophen). Jedwede Berechnung (bzw. jedes Risikoprofil), die mit Wissensstand des Jahres 1993 gemacht wurde, muss unvollständig sein (Unfälle beim An- und Abfahren, bzw. beim Befüllen des Reaktors werden erst 2002 betrachtet) und ist von geringer Bedeutung, fast zwanzig Jahre später im Jahr 2012.

Eine Zusammenfassung dieses Kapitels ist Teil des Kapitels 3.2.10 weiter unten.

3.2.3 Externes RDB Kühlsystem zum Rückhalt des Coriums ("In-Vessel Retention").

In Anbetracht des Durchschmelzens des RDB in Fukushima muss die Funktionsfähigkeit der geplanten externen RDB Kühlung und die Verwendung der Rohleitungen des Belüftungssystems der Reaktorgrube für die Kühlwasserzufuhr genau untersucht werden. Nach Kenntnis der Autoren wurde die Konfiguration, die für Mochovce Blöcke 3 und 4 zur externen Kühlung des RDB geplant ist, nie in großem physikalischem Maßstab erprobt. Berechnungen allein sind aller Wahrscheinlichkeit nach nicht ausreichend, um die Funktionalität unter realistischen Bedingungen während eines schweren Unfalls nachzuweisen, aufgrund der kleinen physikalischen Skala der Öffnungen rund um den Reaktordruckbehälter. Wenn das Konzept "In Vessel Retention" fehlschlägt und der Reaktordruckbehälter versagt, könnte als Ergebnis Corium in (relativ) kühles Wasser freigesetzt werden, welches den unteren Bereich des RDB umgibt. Dies könnte in Kern-Kühlmittel-Wechselwirkungen resultieren, die potentiell die Integrität des Confinements gefährden (zum Beispiel durch Aufsprengen der Tür der Reaktorgrube oder durch Katapultieren des Reaktordruckbehälters aus seinen Halterungen).

Der slowakische Stress-Testbericht (Stress-Test SR final 2011) führt unter dem Titel: Prävention des Durchschmelzens des Bodens der Reaktorgrube ab Seite 152 alle Anforderungen, Maßnahmen, nötige Änderungen bestehender und benötigte neue Systeme sowie Verbesserungen der Komponenten auf, die nötig sind, um ein Versagen des Confinementbodens zu verhindern. Die wichtigsten Anstrengungen, die unternommen werden müssen, sind in Abbildung 3-2 wiedergegeben.

Die Umsetzung der externen Kühlung des RDB erfordert: frühe Druckentlastung, frühes Fluten der Reaktorgrube um Kontakt zwischen RDB-Wand und Kühlmittel vor Verlagerung des Coriums in das untere Plenum des RDB herzustellen und eine ausreichendes Abblasen von Dampf aus der Reaktorgrube in die Dampferzeugerboxen.

Mehrere Modifikationen sind zum Fluten der Reaktorgrube und zur Bereitstellung von externer RDB Kühlung erforderlich: Änderung des Entwässerungssystems von Kondensations Wannen, filtrierbare Siebstrukturen am Eintritt der Rohrleitung zur Reaktorgrube, Einbau von passiven Öffnungsmechanismen bei der RDB Wärmedämmung, Anbringen einer Tür in der Wärmedämmung des Reaktors auf der Höhe der Stutzen, um den hydraulischen Widerstand für den Dampfaustritt aus der Reaktorgrube zu verringern, Kühlmittelzufuhrrohrleitung bis zur Reaktorgrube, die von externen mobilen Quellen gespeist werden kann.

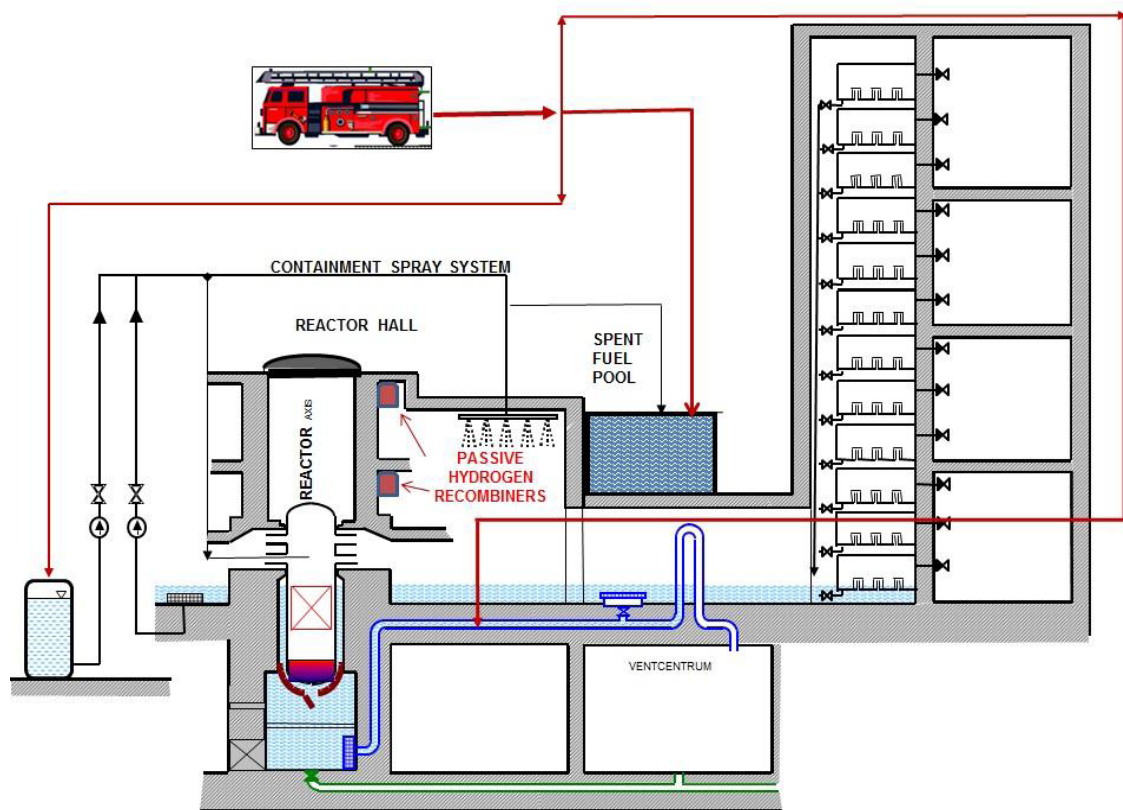


Abbildung 3-2: Anordnung zum Fluten der Reaktorgrube und Sprühen im Containment

(Quelle: Stress-Test SR final 2011)

Einige Modifizierungen, die zur Isolierung der Reaktorgrube im Fall externer Kühlung des RDB nötig sind, werden beschrieben.

Es wird berichtet, dass keine besonderen Maßnahmen angenommen werden für eine hypothetische Corium Abkühlung auf dem Boden der Reaktorgrube bei eventuellem Versagen des RDB durch die heiße Kernschmelze im Inneren des RDB. Dieser Fall ist erklärterweise nicht beherrschbar.

Bei all diesen Maßnahmen und Änderungen, die umgesetzt werden sollen, gibt es keine Informationen im slowakischen Stress-Testbericht, die die analytische, experimentelle und technische Grundlage beschreibt. Somit sind keine Beweise für die Funktionssicherheit des gesamten Kernschmelze-Management-Systems gegeben.

Zitat: **"In Anbetracht der begrenzten Festigkeit der Reaktorgrube bei Versagen des RDB, unabhängig davon, ob Kühlmittel in der Reaktorgrube vorhanden ist, ist es unwahrscheinlich, dass ein Versagen der Türe der Reaktorgrube verhindert werden könnte. Ein Versagen der Tür ermöglicht Freisetzung radioaktiver Stoffe, und möglicherweise auch Corium, in die Bereiche außerhalb des Containments und damit eine ernsthafte Verschlechterung des Unfallablaufs.**

Daher wurden keine zusätzlichen Maßnahmen zur hypothetischen Kühlung des Coriums am Boden der Reaktorgrube in Erwägung gezogen. Bestehende Maßnahmen, welche die Strategie zur externen Kühlung des RDB, nämlich die Einspeisung von Kühlmittel aus den Dampferzeugerboxen in die Reaktorgrube durch Schwerkraft, und Dampf-Entnahme aus der Reaktorgrube zurück in die Dampferzeugerboxen beinhalten, stellen den maximal erreichbaren Schutz gegen Versagen des Bodens der Reaktorgrube dar. Stabilisierung der Schmelze, langfristige Erhaltung der Integrität der Reaktorgrube kann nicht durch die oben erwähnte Methode zur Wärmeabfuhr gewährleistet werden. Dies erhöht die Bedeutung des Vermeidens des Versagens des RDB. Auf der anderen Seite kann festgestellt werden, dass die durchgeführte Modifikation die Stabilisierung des geschmolzenen Corium mit ausreichend hoher Wahrscheinlichkeit bereitstellt."

Der Leser des slowakischen Stress-Test Berichts vermisst eine Erklärung des oben angeführten Statements.

Ein Überblick dieses Kapitels ist Teil von Kapitel 3.2.9 unten.

3.2.4 Notstromversorgung für schwere Unfälle – Vorgesehen oder installiert?

„Um die Zuverlässigkeit des Managements von schweren Unfällen zu erhöhen, enthält das SAM-Projekt ein Teilprojekt "Notstromversorgungsquelle", die speziell auf Versorgung bei schweren Unfällen abzielt. Die Notstromquelle wird üblicherweise für zwei Einheiten geplant.“

Es geht nicht klar aus dem Bericht hervor, ob diese Notstromquelle für 2 Blöcke ausreichend ist, wenn EMO 3&4 gleichzeitig versagen.

" Qualifikationsanforderungen durch die Umgebungssituation basieren auf vorhandenen Analysen zum schweren Unfall (Seite 156) und neu vorbereitete Situationsanalysen bezüglich der Strahlung in ausgewählten Bereichen des Reaktorgebäudes. Analoge Anforderungen sollen auf das Projekt, das in EMO1, 2 umgesetzt ist, angewendet werden."

Ob die geplante Umsetzung auch in EMO 3&4 erfolgen wird, ist nicht in dem slowakischen Stress-Testbericht ersichtlich.

3.2.5 Gleichzeitiges Auftreten von Kernschmelze in mehreren Blöcken

"Das Konzept für das Unfallmanagement basiert derzeit auf der Annahme, dass ein schwerer Unfall nur von einem Block ausgeht, was im Einklang mit bestehenden Rechtsvorschriften und Empfehlungen ist. Die Fähigkeit, auf schwere Unfälle in zwei Einheiten gleichzeitig zu reagieren ist jedoch nur in wenigen Bereichen und nur in quantitativer Hinsicht von Bedeutung. Eine detaillierte Analyse des erhöhten Bedarfs an zusätzlichem Personal und zusätzlichem Bedarf zur Nachfüllung erschöpfter externer Wasserquellen wird in technischen Berichten zu den anlagenspezifischen Stresstests analysiert. Installierte Modifikationen (Pumpen, Rohrleitungen, Ventile) bieten ausreichend Kapazitäten die Situation zu managen" (Seite 156).

Es gibt keine Evidenz im Stress-Testbericht für die obige Aussage. Werden schwere Unfälle, die sich in zwei Blöcken gleichzeitig entwickeln in der Zukunft und wann behandelt? In dem Bericht werden keine spezifischen Angaben zu diesem Thema im Zusammenhang mit EMO 3&4 gemacht. Außer (Zitat): „das Projekt zur Implementierung des SAM basiert auf der Annahme eines schweren Unfallgeschehens nur in einem der Reaktorblöcke im Einklang mit

den geltenden Vorschriften (Seite 146). Wechselbeziehungen zwischen den Einheiten sollten in zukünftigen Phasen des SAM-Projekts in Betracht gezogen werden".

3.2.6 Management schwerer Unfälle und Containment-Integrität

"Das SAM-Projekt beinhaltet die Installation von mehreren Gruppen von wichtigen Änderungen an der Anlage, welche zur Gänze eine bessere Prävention der Eskalation von schweren Unfällen bieten, welche die Möglichkeiten des KKW Personals steigern, um die Folgen des schweren Unfalls zu mildern und die Wahrscheinlichkeit zu erhöhen, die Integrität des Containments zu erhalten. Der Umfang des laufenden Projektes wurde auf der Grundlage detaillierter Untersuchungen zur Verwundbarkeit des V213 Verhaltens und die Identifizierung von Herausforderungen bei schweren Unfällen definiert. Der zugelassene Umfang des SAM-Projekts wird als angemessen angesehen".

Auch hier bleibt für den Leser die Frage, wie die Autoren des slowakischen Stress-Testberichtes zu der Behauptung (letzter Satz) bezüglich der *"Angemessenheit des Managements schwerer Unfälle"* kamen. Es bedarf z. B. der Zitierung der *"detaillierten Untersuchungen zur Verwundbarkeit des V213 Verhaltens"* und eine neuerliche Diskussion der Sicherheitsproblematik im Fall von EMO 3&4 von der österreichischen mit der slowakischen Seite.

3.2.7 Erhaltung der Containment-Integrität nach Brennstoffschaden

"Andere mögliche Maßnahmen zur Ausweitung des derzeitigen Umfangs der SAM-Projektes werden nach der Fertigstellung des Projekts analysiert werden, basierend auf Ergebnissen der SAMG Validierung und der analytischen Rechtfertigung von Strategien für das Management von repräsentativen Szenarien schwerer Unfälle".

Aus obigem Zitat gewinnt man den Eindruck, dass das SAM-Projekt noch nicht abgeschlossen sondern noch im Gange ist und dass zusätzliche Analysen erforderlich wären.

3.2.8 Abklingbecken in der Reaktor Halle (außerhalb des Confinements)

In Fukushima waren die freiliegenden Abklingbecken außerhalb des Confinements Problemfälle beim Unfall in allen 4 Blöcken.

Die Abklingbecken in WWER-440/213 Reaktoren sind ähnlich wie in den Fukushima Blöcken exponiert (außerhalb des Confinements innerhalb der Reaktorhalle). Das Dach der Reaktorhalle ist von einer eher industriellen Struktur, die nicht die Kapazität einer starken Barriere gegen innere und äußere Einwirkungen hat. Somit benötigen die Abklingbecken in Mochovce 3&4 eine nähere Untersuchung für Bedingungen eines schweren Unfalls, da das gleiche Gefährdungspotenzial existiert wie in Fukushima.

3.2.9 Unfallmanagement nach Abdeckung des Abklingbeckens

Im Stress-Testbericht der Slowaken ist man bezüglich Wasserstoff aus dem Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente unter schweren Unfallbedingungen zu dem Ergebnis gekommen, dass aufgrund des großen Volumens der Reaktorhalle keine Rekombinatoren oder Zünder benötigt werden. Das Zitat betreffend die Bewertung folgenden Themas: *„...nicht Behandlung möglichen Ungleichgewichts in der Wasserstoffverteilung und die Möglichkeit der höheren Konzentration über dem Pool. Solche detaillierten Analysen sind noch nicht verfügbar. Derzeit wird die Sicherheit der Behandlung des Abklingbeckens abgebrannter Brennelemente gelöst durch verlässliche Vermeidung von schweren Unfällen, die zum Auftreten einer gefährlichen Wasserstoffkonzentration in der Reaktorhalle führen könnten.“* (Seite 157).

Die Vermeidung des Ausfalls der Kühlung des Brennelementelagerbeckens wird im Stress-Testbericht angesprochen, wobei vermerkt wird, dass zwei neue Leitungen zur Nachfüllung borierten Kühlmittels in das Lagerbecken (zusätzlich zu den bisher bestehenden) installiert

sind, um für eine schnelle Wiederherstellung des Kühlmittelstandes im Becken für den Fall, wenn seine Integrität erhalten bleibt. Doch auch für diese aktiven Systeme ist die elektrische Energieversorgung eine dominante Voraussetzung für die zuverlässige Funktion. Bei einem totalen Verlust der Stromversorgung könnten Probleme entstehen.

3.2.10 Wasserstoffmanagement in der Reaktorhalle

"Eine Bewertung der möglichen Wasserstoffkonzentration in der Reaktorhalle infolge Brennelementoxidation im Becken für abgebrannte Brennelemente wurde im Rahmen des Wasserstoffmanagements durchgeführt." (Seite 157). Es wurde gefolgert, dass es keine Notwendigkeit gibt, passive autokatalytische Rekombinatoren (PARs) in der Reaktorhalle zu installieren, da die resultierende Wasserstoffkonzentration unter Berücksichtigung der Größe der Reaktorhalle von 160.000 m³, unterhalb der PAR Betriebsgrenze liegt. Allerdings gilt diese Einschätzung nicht für etwaige Ungleichgewichte bei der Wasserstoffverteilung und der Möglichkeit der höheren Konzentration über dem Becken."

Auf Analysen bezüglich Ungleichgewichts in der Verteilung von Wasserstoff wird im Stress-Testbericht nicht hingewiesen. Die Schlussfolgerung scheint "ohne Notwendigkeit von PARs in der Reaktorhalle" nicht angemessen.

3.2.11 Verfügbarkeit und Betretbarkeit des Kontrollraums

Im Stress-Testbericht wird angegeben (Seite 127), dass Untersuchungen zur Verfügbarkeit und der Betretbarkeit der Warte (MCR) bei Bedingungen infolge eines schweren Unfalls im Becken für abgebrannte Brennelemente oder unter SA Bedingungen in einem Reaktor noch nicht untersucht wurden.

3.2.12 Zusammenfassung - Management Schwerer Unfälle

Im Folgenden wird die vollständige Zusammenfassung für das Management schwerer Unfälle für die WWER-440/213 Reaktoren in der Slowakei aus dem slowakischen Stress-Testbericht zitiert, um einen Einblick zu geben, wie die entsprechenden Vorkehrungen beschrieben werden, nämlich ohne Angabe von Referenzen auf substantielle Belege, Herausforderungen, Fragen, mögliche offene Probleme und Schwierigkeiten mit der Umsetzung und Funktionalität eines solchen Ansatzes. Hingegen werden gewisse Phänomene eines Ansatzes zum Managen einer externen Kernschmelze (nach RDB Versagen) mit ihren großen Unsicherheiten aufgezeigt und behandelt. Der Leser bekommt den Eindruck, dass dies mit der internen Rückhaltung der Kernschmelze im RDB nicht der Fall ist.

In diesem Zusammenhang muss auch betont werden, dass die Systeme für die Wärmeabfuhr aus dem Confinement im Falle eines schweren Unfalls eine dominierende Rolle bei dem gesamten Management eines schweren Unfalls spielen. Die beiden Systeme, die in dem Stress-Bericht in diesem Zusammenhang angesprochen werden, sind: das Sprühsystem im Containment (siehe Abb. 3-2) und das Lüftungssystem. Beides sind aktive Systeme, die elektrische Energie zum Betrieb benötigen.

Bei dem Sprühsystem wird die elektrische Energie für die Pumpen zum Zirkulieren des Sprühwassers und für die Zirkulation des Kühlwassers für den Wärmetauscher zur Abkühlung des erwärmten Sprühwassers benötigt.

Bei der Lüftungsanlage wird die elektrische Energie für die Ventilatoren zur Zirkulierung der Luft und für Pumpen zur Zirkulierung des Kühlwassers für den Wärmetauscher zur Abkühlung der Zuluft benötigt.

Durch diese Abhängigkeit von elektrischer Energie können diese beiden Systeme und deren Subsysteme komplett bei einem totalen Verlust der Energieversorgung versagen (wie in Fukushima). Somit sind auf der einen Seite bestimmte redundante und diversitäre Vorkehrungen zu treffen, um Energie- als auch Kühlwasserversorgung im Falle eines schweren Unfalls zu gewährleisten. Auf entsprechende Vorkehrungen ist im Slowakischen Stress-

Testbericht mehrfach hingewiesen. Es handelt sich dabei um zusätzliche Wassertanks, die auch mobil nachgefüllt werden sollen und um einen speziellen Dieselgenerator für den Einsatz bei einem schweren Unfall.

Auf der anderen Seite ist strukturelle Integrität (wie intakte Rohre, Übergänge, Tanks usw.) eine Voraussetzung für funktionierende Systeme. Dies erfordert, abhängig von den verschiedenen auslösenden Ereignissen eine umfassende Neubeurteilung der Sicherheit in Bezug auf Auslegung und Installation sicherheitsrelevanter Systeme und Komponenten.

Überraschenderweise fehlt in dem folgenden Zitat aus dem slowakischen Stress-Testbericht ein direkter Hinweis auf die spezifische Situation bei den EMO 3&4-Blöcken, die gerade in Fertigstellung sind und in ein bzw. zwei Jahren in Betrieb gehen sollen.

Zitat "**6.1.1.6 Pläne für die Verstärkung der Standortorganisation für das Unfallmanagement**". Die Ernsthaftigkeit des Ansatzes einer "Rückhaltung der Kernschmelze um Druckbehälter" mittels Kühlung des Druckbehälters von außen sollte vom Betreiber von EMO 3&4 durch geeignete Pläne für das Unfallmanagement-Training der Belegschaft entsprechend den IAEA-Empfehlungen (IAEA 2003) festgelegt werden. IAEA-Zitat: "*Des Weiteren ist die Festlegung des Trainingsprogramms für das Kraftwerkspersonal, das im Fall eines schweren Unfalls an den Unfallmanagementaktionen beteiligt ist, ein integraler Teil des APM (accident management program). Die wichtigsten Mittel für das Training ist theoretisches Training, Drill und Übungen, ebenso wie Simulator-Training, falls verfügbar.*"

Zusammenfassung (Zitat nach Seite 162 des Slowakischen Stress-Testberichtes):

„Entwicklung und Implementierung des Unfallmanagementprogramms inklusive der Abschwächung schwerer Unfälle ist ein anhaltender Prozess in allen Kernkraftwerks-Blöcken der Slowakei, unabhängig vom Unfall in Fukushima. Symptom-basierte Notfallbetriebsanweisungen (EOPs) für Auslegungsstörfälle und den präventiven Teil von schweren Unfällen waren in EBO3, 4 und EMO1, 2 im Jahr 1999 bereits voll implementiert (für Ereignisse während des Betriebs) und im Jahr 2006 für Ereignisse im Reaktor im abgeschalteten Zustand oder im Brennelementlagerbecken. Anlagen-spezifische Unfallmanagementrichtlinien für schwere Unfälle (SAMG) wurden für EBO3, 4 und EMO1, 2 im Zeitraum von 2002 bis 2004 erstellt. In den Jahren 2004-2005 wurde eine Gesamtstudie zur Definition der technischen Spezifikation der Modifizierungen und Erweiterungen der WWER 213-Basisauslegung für die die Implementierung der SAMG durchgeführt. Das Projekt der Implementierung der Modifizierungen zur Unterstützung des Unfallmanagements im Fall eines schweren Unfalls auf der Basis von SAMG wurde in Übereinstimmung mit den Erfordernissen der Slowakischen Gesetzgebung in 2006-2007 vorgeschlagen. Das Projekt der SAM-Implementierung wurde 2009 als gemeinsames Projekt von EBO3, 4 und EMO1, 2 mit einem Fertigstellungstermin in 2013 in EBO und der Folge-Implementierung in EMO1, 2 initiiert (die Implementierung wurde nach Fukushima beschleunigt mit einer neuen Frist bis 2015).

*Die implementierten Maßnahmen umfassen Mittel zur Druckentlastung des Primärkreislaufs, Wasserstoff-Management mit Hilfe passiver autokatalytischer Rekombinatoren, Containment-Unterdruckschutz, Rückhalt der Kernschmelze im Druckbehälter durch Verstärkung der Reaktorgrube und Bereitstellungen zu deren Flutung, dedizierte externe Tanks mit Borsäurelösung mit einer dedizierten Stromversorgung und einer Pumpe, die für die mögliche Flutung der abgebrannten Brennelemente vorgesehen ist und als Zusatz-Kühlmittelquelle zur Flutung der Reaktorgrube dienen kann, wie auch zum Auswaschen von Spaltprodukten aus der Containment-Atmosphäre, Modifikationen, die eine Kühlmittelversorgung zur Reaktorgrube, dem Brennelementlagerbecken und externen Tanks ermöglichen, und zwar mit Hilfe mobiler Quellen die an einem externen Netzanschlusspunkt an den Wänden des Reaktorgebäudes und der Nebengebäuden angeschlossen werden, die ihrerseits mit der Leittechnik für das Unfallmanagement im Fall eines schweren Unfalls verbunden sind. Diese Maßnahmen werden für die mögliche Verwendung einer großen Menge Kühlmittel aus den Wassertrögen des Bubbler-Condenser als zusätzlich Kühlmittelquelle implementiert. Die Implementierung **einer zuverlässigen Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter vermeidet komplizierte Phänomene außerhalb des Druckbehälters** in Zusammenhang mit*

*Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung, direkter Containment-Aufheizung, Erzeugung nicht-kondensationsfähiger Gase, die zu einer Containment-Überdruckbeaufschlagung führen, usw.; **alle diese Phänomene sind mit großen Unsicherheiten behaftet.***

Ein großer Teil der erforderlichen Kraftwerksmodifikationen wurden bereits implementiert (z.B. die Installation autokatalytischer Rekombinatoren, Maßnahmen für die Flutung der Reaktorgrube). Die Langzeit-Wärmeabfuhr aus dem Containment ist nach der gegenwärtigen Vorstellung des SAM-Projekts durch die Wiederherstellung der Funktionsfähigkeit der Auslegungseinrichtungen – dem Containment Sprühsystem – gewährleistet."

Außerdem wird kein Bezug zu öffentlich verfügbaren Dokumenten auf IVR angegeben (siehe Kapitel 6.4.3 "Referenzlose Basis für die Rückhaltung der Kernschmelze im Druckbehälter").

3.3 Konformität des WWER-440/213-Confinements mit internationalen Anforderungen

Dieses Kapitel fasst die Schwachstellen des WWER-440/213 Confinements zusammen und reflektiert die wichtigsten oben im Detail beschriebenen Punkte.

In der Originalauslegung gegenwärtiger LWR ist das Containment als letzte mechanische Barriere im Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen vorgesehen, es ist robust, um Belastungen von innen oder außen zu widerstehen. Die letzte Barriere sollte unter allen Auslegungsstörfallbedingungen (LOCAs) eine signifikante radioaktive Freisetzung in die Umwelt verhindern.

Dieselbe Feststellung gilt für die Auslegung der neuen LWR der Generation III unter der erweiterten Auslegungsbasis, die auch Bedingungen von schweren Unfällen mit Kernschmelze umfasst. Auch für diesen Fall ist das Containment als letzte Barriere zur Vermeidung signifikanter radioaktiver Freisetzungen in die Umgebung vorgesehen.

Derzeit besteht ein spezifisches Problem mit der WWER-440/213-Auslegung im Allgemeinen und mit der EMO 3&4 Auslegung im Speziellen. Die Auslegung wird ursprünglich als Generation II angesehen, obwohl es kein Volldruck-Containment, sondern ein in Räume unterteiltes (compartmentalized) Confinement mit einem Druckentlastungssystem, ähnlich dem von Siedewasserreaktoren besitzt.

Der Slowakische Stress-Test-Bericht und viele andere Slowakische Berichte versuchen, den Eindruck zu erwecken, dass das WWER-440/213-Confinement ein Containment sei, das den internationalen Erfordernissen für Containments entspricht.

Im Slowakische Stress-Test-Bericht ist dieser Versuch ebenfalls evident durch die Anwendung eines Vergleichs der Anforderungen der IAEA und der WENRA für gegenwärtige LWR mit der Containment-Auslegung von EMO 3&4. Die kommentierten Ergebnisse dieses Vergleichs werden unten zusammengestellt. Die detaillierten kommentierten Ergebnisse sind in der an die Originaltabelle angehängten Spalte in Anhang II ersichtlich.

Die Auslegung des WWER-440/213 Confinements ist im Detail in Kromp, W. et al. (2011) beschrieben. Eine charakteristische Abbildung (siehe unten Abbildung 3-3) stammt aus diesem Bericht. Die Abbildung 3-4 zeigt einen anderen vertikalen Querschnitt mit dem Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente aus dem Slowakischen Stress-Test-Bericht (Seite 54). Beide Abbildungen sind hilfreich zum besseren Verständnis der WWER-440/213 Confinement-Problematik.

Auf der Basis der Tabellen Anhang II, die aus dem Appendix 2 des Nationalen Slowakischen Stress-Test-Berichts 2010 extrahiert wurden, werden die existierenden Schwachstellen des EMO 3&4-Containments unter Bedingungen von Auslegungsstörfällen und schweren Unfällen evident. Die Tabellen sind konsistent mit den Originaltabellen, wurden aber durch eine Extraspalte für die Kommentare/Fragen des IRS auf der rechten Seite der Tabelle erweitert.

Im Folgenden sind die wichtigsten ISR-Kommentare zum Vergleich der Containment-Erfordernisse und EMO 3&4 zusammengestellt.

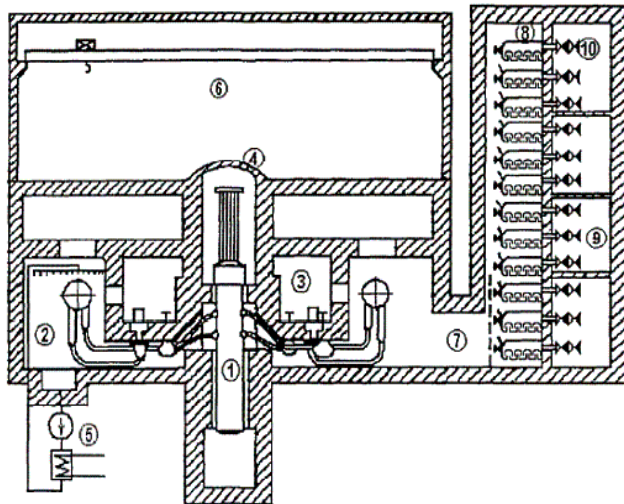


Abbildung 3-3: WWER-440/213–Containment- (eigentlich Confinement-) Schema (modifiziert nach Šabata 2000)

1 Reaktordruckbehälter, 2 Dampferzeuger-Kompartiment, 3 Hautkühlmittelpumpen-Raum, 4 Schutzabdeckung, 5 Notkühlsystem & Sprühsystem, 6 Reaktorhalle, 7 Korridor, 8 Kondensationsturm, 9 Luftauffangräume, 10 Absperrventil.

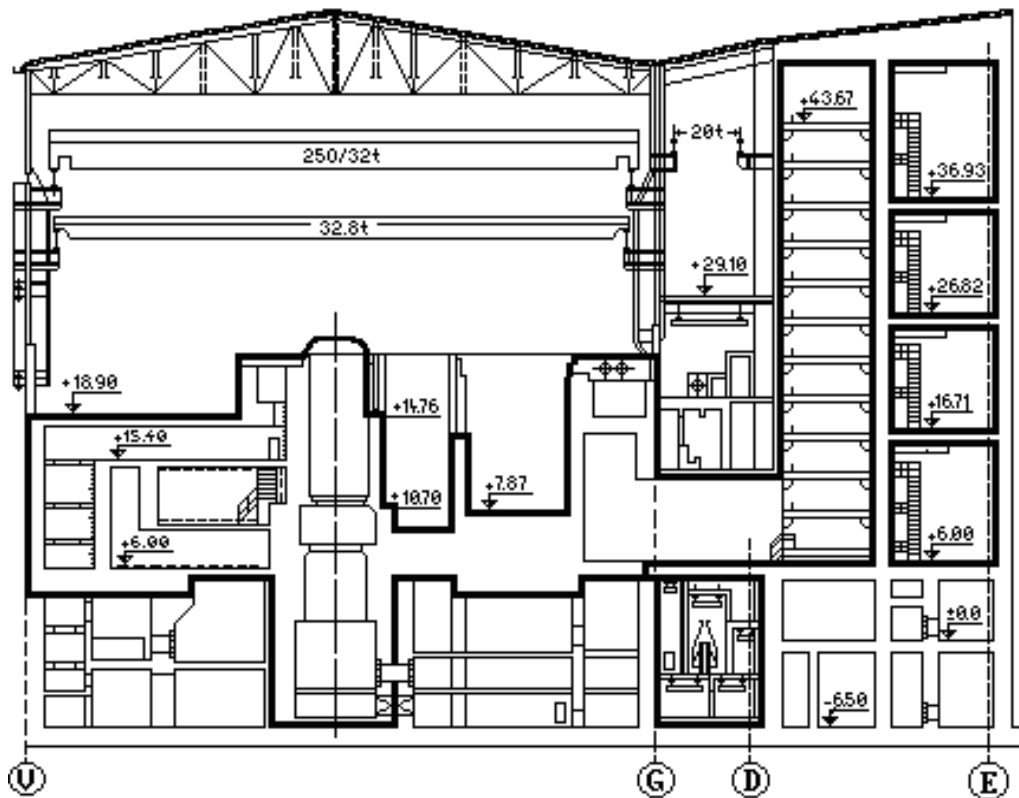


Abbildung 3-4: Vertikaler Querschnitt durch das Reaktorgebäude

(Anmerkung: die dicke Linie ist die externe Containmentgrenze, Stress-Test SR final 2011)

Tabelle 3-1: Vergleich von Containment Anforderungen (IAEO)

Erfüllung entsprechend den IAEA Kriterien	ISR Kommentare zur Situation von EMO 3&4
Das EMO 3&4-Containment ist eine dichtes Gebäude.	Das EMO 3&4-Confinement ist nicht „dicht“.
Das passive Druckabbausystem (Bubbler Kondenser) ermöglicht das schnelle Erreichen subatmosphärischen Drucks.	Der Bubbler Kondenser hat diese Funktion nicht. Nur die Sprinkleranlage ermöglicht es, Unterdruck zu erreichen.
Erhaltung der Integrität des Containments auch im Falle eines schweren Unfalls.	Erhaltung der Integrität des Confinements unter SA Bedingungen erscheint ohne experimentelle / analytische Rechtfertigung und Installation von gefilterter Druckentlastung für das Confinement nicht garantiert.
Radiologische Auswirkungen auf die Umwelt sind innerhalb international anerkannter Grenzen.	Für alle Szenarien (DBA und SA) müssen die radiologischen Auswirkungen innerhalb der internationalen Grenzen bleiben, was diskutiert werden muss.
Das EMO 3&4-Containment-Design zeigt adäquate Design Margen.	Die Mochovce 3&4-Design Margen, vor allem für schwere Unfälle, erfordern umfassende Begründung und Rechtfertigung
Alle externen Ereignisse wurden für das Containment Design berücksichtigt.	Auswirkungen des Absturzes eines großen Flugzeugs auf das Confinement wurden nicht gezeigt.
Kühlbarkeit des zerstörten Kerns im Inneren des Reaktorbehälters ist gegeben.	Kühlbarkeit des zerstörten Kerns im Inneren des Reaktorbehälters wurde nicht gezeigt und gerechtfertigt.
Management von brennbaren Gasen (vor allem Wasserstoff) mit Hilfe von passiven Rekombinatoren und Zündern.	Die Fähigkeit für das Management von brennbaren Gasen (vor allem Wasserstoff) im Confinement ist nicht gewährleistet, da die Montage von Rekombinatoren / Zündern nicht vollständig ist und die Positionierung nicht auf dem Stand der Technik (CFD-Analyse) basiert
Komplette Prüfung des Designdrucks des Sicherheitsbehälters.	Auslegungsdruck-Tests sind aufgrund des Fehlens von Simulation aller möglichen Randbedingungen (Temperatur, etc.) unzureichend.
Das Containment von Mochovce entspricht den aktuellen internationalen radiologischen Grenzwerten (auch unter Berücksichtigung schwerer Unfälle Szenarien).	Ein Nachweis ist erforderlich, dass das Confinement von EMO 3&4 die aktuellen radiologischen Grenzwerte einhält. Kein sekundäres Containment ist verfügbar.
Mehrere Design-Maßnahmen, die unlängst für Mochovce 3-4 definiert wurden, haben das primäre Ziel der Erhaltung der Integrität des Containments im Falle eines schweren Unfalls.	Die konstruktiven Maßnahmen von EMO 3&4 müssen deutlich gemacht werden und auf Grundlage angemessener separater und integraler Tests und Analysen verifiziert werden. Die Ergebnisse der Überprüfung der Nasskondensationsanlage auf Zuverlässigkeit, die für den LOCA im Rahmen

	des Projektes PHARE/TACIS PH 2.13/95 erhalten wurden, sind ohne Bedeutung für den schweren Unfall. Eigene Analysen und Experimente unter der Annahme von Randbedingungen eines schweren Unfalls wären erforderlich.
SA Bedingungen: Die Dichtheit der Durchdringungen wird während der Containments-Dichtheitsprüfungen verifiziert.	Es sind keine Informationen vorhanden, wie die Dichtheit des Confinements unter SA Bedingungen (spezifischer Druck, hohe Temperatur, Luftfeuchte, radioaktive Aerosole, brennbare Gase, Umgebung mit aggressiver Atmosphäre) kontrolliert und überprüft wurden oder werden.
Alle Linien, welche das Containment durchdringen, müssen automatisch und zuverlässig schließen, um das Containment von der Umgebung zu isolieren.	Unter SA Bedingungen mit dem Verlust des gesamten Stroms (auch des Notfallstroms) kann der Unterdruck nicht gehalten werden und somit ist die Isolation von der Umwelt beeinträchtigt.
Es muss gezeigt werden, dass die inneren Strukturen des Sicherheitsbehälters - mit ausreichendem Spielraum – den Folgen eines Unfalls standhalten.	Die vollständige Fähigkeit des Confinements einem Unfall (einschließlich eines schweren Unfalls) standzuhalten, wurde noch nicht nachgewiesen.
Die Begrenzung des Innendrucks ist passiv durch die Kondensationskammer vorgesehen.	Die Begrenzung des Innendrucks kann weder passiv durch das Druckabbausystem noch durch die aktiven Sprinkleranlagen erfolgen.
Prävention der Entzündung oder Detonation von Wasserstoff wird durch passive autokatalytische Rekombinatoren und Wasserstoff Zünder sichergestellt, unter anderem auch bei schweren Unfällen.	Prävention der Entzündung oder Detonation von Wasserstoff und Integrität des Confinements sind nicht gewährleistet.
Die Entfernung der Spaltprodukte aus der Containment Atmosphäre wird durch das aktive Containment-Sprühsystem erreicht.	Unter SA Bedingungen kann die Strom- oder Wasserversorgung fehlschlagen und damit wäre ein Auswaschen nicht möglich.
Die möglichen Auswirkungen auf die Sicherheit der Isolierung der Rohre innerhalb des Containments wurden experimentell untersucht.	Sicherheit der Isolierung der Rohre wird experimentell nur für intakte Metall-Strukturen, Bauteile und Oberflächen unter DBA-Bedingungen verifiziert. Die oben erwähnten Experimente decken nicht mögliche Auswirkungen, unter SA Bedingungen mit möglicherweise höherem Druck und Temperaturen und einer viel aggressiveren Umgebung ab.
Alle IAEO-Anforderungen an das Containment werden am aufgerüsteten WWER-440/V213 während der DBAs erfüllt.	Es scheint, dass alle IAEO - Anforderungen an das Confinement bei dem aufgerüsteten EMO 3&4 WWER-440/V213 für DBA (KMV) erfüllt sind, ALLERDINGS NICHT FÜR SCHWERE UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

Tabelle 3-2: Vergleich von Containment Anforderungen (WENRA)

Erfüllung entsprechend der WENRA Kriterien	ISR Kommentare zur Situation von EMO 3&4
Besondere Aufmerksamkeit muss für bestimmte Reaktortypen auf die Analyse der schweren Unfallbedingungen mit offenem Containment im Shutdown-Status gelegt werden.	Zusätzliche Maßnahmen für die Handhabung von auslegungsüberschreitenden Unfällen mit einem offenen Confinement während dem Shutdown wurden nicht ausreichend definiert und spezifisch adressiert .
Weitere unabhängige, dedizierte Systeme für die Lieferung von Kühlmittel aus einer zusätzlichen, stand-by Quelle in den Sicherheitsbehälter für das Szenario eines schweren Unfalls. (übermäßiger Containmentdruck, der die Integrität des Containments beeinträchtigen könnte).	Die zusätzlichen unabhängigen Systeme für SA Kühlung und Stromversorgung benötigen die Verfügbarkeit von aktiven Komponenten (zusätzliche mobile Notstromdiesel und mobile Tanks mit Kühlmittel sowie Zusatztanks). Aktive Komponenten sind ein Problem im Falle eines totalen Verlusts der Stromversorgung.
Kontrollierte Entlastung des Reaktorkühlsystems.	Die Re-Qualifizierung der Druckhalter-Sicherheitsventile unter Bedingungen eines schweren Unfalls ist nötig.
Die entsprechenden Maßnahmen umfassen alle Bestimmungen für die erfolgreiche Umsetzung der „in-vessel core retention“.	Experimentell / analytische Grundlagen und der Beweis, dass Voraussetzungen für ein erfolgreiches Management und der Umsetzung der „in-vessel core retention“ Strategie unter verschiedenen schweren Unfallbedingungen erfüllt sind, wurden für EMO 3&4 nicht geliefert.
Das aktualisierte WWER 440/V213 Containment ist in voller Übereinstimmung mit den WENRA Reference Levels.	<p>ISR - Fazit:</p> <p>Die WENRA Reference Levels für bestehende, bereits in Betrieb befindliche Leistungsreaktoren gelten nicht für EMO 3&4. Das aktualisierte EMO 3&4 WWER-440/V213 Confinement ist noch NICHT in voller Übereinstimmung mit diesen Anforderungen.</p> <p>Das EMO 3&4 Confinement erreicht NICHT die Referenzwerte für neue Leistungsreaktoren, die angemessene Referenzwerte für die EMO 3&4 Blöcke sind.</p> <p>Das EMO 3&4 Confinement erreicht NICHT die „European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, 2000, Volume 2, chapter 9, containment system“, die auch angemessene und anwendbare Referenzwerte für EMO 3&4 sind.</p>

4 Seismizität des Standortes und seismische Gefährdung der EMO -Blöcke

Dieses Kapitel beschäftigt sich mit der Bewertung des aktuellen Status des Standortes Mochovce und dem Bohunice Nasslager im Lichte der Ereignisse in Fukushima, basierend auf der Überprüfung zugänglicher Dokumente, vor allem der nationalen Berichte zu den sogenannten Stress-Tests.

4.1 Abschätzung der Erdbebengefährdung

In Fukushima wurde die seismische Gefährdung unterschätzt und Empfehlungen zur Verbesserung der Erdbebensicherheit vernachlässigt. Es ist nicht auszuschließen, dass Schäden an Anlagenstrukturen (Confinements, Rohrleitungen, ...) durch das Erdbeben eingeleitet wurden, bevor der Tsunami auf das Kraftwerk traf (NAIIC 2012).

Ähnliche Warnungen wurden schon früher geäußert, zum Beispiel durch den Autor Joshi Fukushima (Fukushima 2010) – Ironie der Geschichte? – auf der Internationalen Fachtagung zum Thema "Erdbebensicherheit von Kernkraftwerken", Tivoli (Roma) in Italien vom 25. bis 26. März, 2010: Sein Vortrag fasst die Ereignisse und Lehren aus den Folgen des starken Niigata-Ken-Chuets-Oki Erdbebens (NCO) auf das vor der Westküste von Honshu, Japan, liegende Kashiwazaki-Kariwa KKW (KK-NPP) zusammen. Er gibt exzellente Einblicke in das Standort-Auswahlverfahren, Reflexionen darüber und die Praxis der Minderung von Gefährdungen.

Am 16. Juli 2007 ereignete sich ein Erdbeben der Stärke $M = 6,8$ in 10 km Tiefe vor der Westküste Honshus, in einer Entfernung von 14 km vom KK-NPP. Die seismisch aktive NCO-Störungszone hatte eine Länge von 36 km, aber ursprünglich war ihre Länge mit nur 7-8 km angegeben worden, mit der Fähigkeit, ein Beben von einer Magnitude kleiner als $M = 6,5$ hervorzurufen und war darüber hinaus als inaktiv angenommen worden. Die beobachteten seismischen Erschütterungen mit 3 Pulswellen überschritten die Design Basis seismischer Bewegung (DBSM); im Falle der Einheit 1, vom Epizentrum am weitesten entfernt, erreichte die PGA mehr als den doppelten Wert des Design Niveaus (680 Gal im Vergleich zu 273 Gal). Auf der Folie 8 dieses Berichtes verwies J. Fukushima (Fukushima 2010) auch auf die DBSM des Fukushima-KKW. Die Betreiber waren aufgefordert worden, das ursprüngliche Design-Niveau von 370 auf 600 Gal anzuheben; aufgrund eines postulierten Erdbebens mit einer möglichen Magnitude von $M = 7,1$ in der Nähe des Standortes.

Eine Präsentation von A. Omoto (Omoto 2011) zeigt die Epizentren und Stärken des Tohoku-Erdbebens vom 11. März 2011, $M = 9$, und seiner Nachbeben. Unter ihnen überschritten fünf eine Magnitude von 7,1 wobei eines 7,7 erreichte (Omoto 2011, Folie 3). Omoto zitiert das Hauptquartier der japanischen Erdbebenforschung: " Das Auftreten eines Erdbebens, welches all diese Regionen (Bemerkung: Der gesamte nördliche Teil von Honshu) verbindet, ist jenseits aller Vorstellung". Omoto notiert in seiner Folie 4 (Omoto 2011), dass die Schäden durch das Erdbeben nicht vollständig untersucht wurden. Ein Vergleich des Bemessungserdbebens mit den an den Reaktor-Grundmauern beobachteten Beschleunigungen zeigt, dass einige der beobachteten maximalen Beschleunigungen (EW-Richtung) das Design-Niveau überschritten hatten.

Seine Folie 10 (Omoto 2011) vergleicht Geländehöhen mit Tsunami-Höhen (Design, modifiziert und beobachtet), seine Folie 12 (Omoto 2011) zitiert aus den Tsunami-Design-Richtlinien des japanischen nuklearen Bauingenieur-Ausschusses:

1) [...] am Zielort sollte die Höhe des Tsunami-Designs alle berechneten historischen Tsunami Höhen übertreffen.

2) [...] der Design Tsunami wird mit den historischen Aufzeichnungen verglichen [...] die Höhe des Designs Tsunami, der sich aus dieser Arbeit ergibt wird bestätigt, sie ist durchschnittlich doppelt so hoch wie historische Tsunamis. (Omoto 2011)

Aus diesen Arbeiten lässt sich schließen, dass Störungsaktivitäten und Tsunamihöhen geleugnet oder unterschätzt wurden, deterministische paleoseismologische und Paläo-Tsunami-Studien nicht ernsthaft durchgeführt wurden.

Eine ähnliche Schlussfolgerung kann für Mochovce- und Bohunice-KKW gezogen werden: Die neotektonische Aktivität von tief sitzenden großen Störungen (Mur-Mürz-Wiener Becken-Zilina und Vepor-Rab-Certovica bzw Surany) in der Nähe der beiden Kernkraftwerke wird abgestritten, ein mögliches Wiederauftreten von starken prähistorischen Erdbeben (nachgewiesene $M = 7$) und die möglicherweise Unterbrechung der Zufuhr von Kühlwasser wird nicht berücksichtigt.

Statt der üblichen DWR-Containments weist das ursprüngliche WWER440/213 Design ein sogenanntes "Unfall-Lokalisierungssystem" (Confinement) auf, mit einem Druckabbausystem analoger Art wie die Fukushima - KKW's.

Die Mochovce-Blöcke liegen in der Nähe aktiver tektonischer Verwerfungen, deren neotektonische Aktivitäten wurden nicht mit adäquaten (up-to-date) Methoden untersucht. Die Bohunice-Blöcke – sie enthalten auch die abgebrannten Brennelemente aus den Mochovce-Böcke – wurden nahe der neotektonisch aktivsten Zone der Slowakei angesiedelt (Mur-Mürz-Wiener Becken – Zilina Störung). Die Erdbebengefährdung in Mochovce und Bohunice wird bereits unterschätzt, wenn wir nur die Größe der bekannten historischen Erdbeben berücksichtigen. Im Falle von Bohunice ist es das 1906 Dobra Voda Erdbeben, $I = 8,5^\circ$ MSK, $PGA = 0,34$ g (Steinberg et al. 1988). Egal, ob wir daraus ein MCE (größtes anzunehmendes Erdbeben) von diesem lokalen historischen Erdbeben ableiten oder von einem großen Erdbeben entlang der Mur-Mürz-Zilina-Störung (wie 1201 Murau mit $I = 9^\circ$ MSK), so ergibt eine abgeschätzte Intensität von $I = 8^\circ$ MSK für das sichere Herunterfahren (SSE) einen kleineren Wert als die maximale Intensität historischer Erdbeben und bleibt daher eine Unterschätzung (Gutdeutsch, 1991; Hofer et al, 1999). Im Falle von Mochovce sind zwei historische Erdbeben relevant: 1443 Kremnica, $I = 8^\circ$ MSK und 1763 Komarno, $I = 8$ bis 9° MSK (Gutdeutsch, 1995). Da das Kremnica Erdbeben von 1443 nicht das größtmögliche Ereignis darstellt, welches entlang der Vepor-Rab-Störung einmal in 10 000 Jahren auftreten könnte, wird eine vorläufige maximale horizontale PGA von 0.25 g für den Standort Mochovce empfohlen (Hinzen et al. 1999).

Zum Arbeitsumfang der Stress-Tests im Lichte der Fukushima Ereignisse zählen: Ableitung der die Design Basis betreffenden Ereignisse, Einhaltung und Robustheit innerhalb der Design Basis, die Beurteilung der Robustheit im Falle auslegungsüberschreitender Ereignisse (Sheperd 2011). Der slowakische nationale Bericht über die Stress-Tests für Kernkraftwerke (Stress-Test SR final 2011) bezieht sich auf die Absicht einer Ertüchtigung der Mochovce-Anlagen von 0,1 g auf 0,15 g: *Die UJD beschloss, das Design-Basis Erdbeben für den Standort Mochovce mit einem gewissen Spielraum auf $PGA = 0,15$ g zu erhöhen.* Am KKW Standort Bohunice wurde das maximale Design- Erdbeben mit einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren und einer Intensität von 8° MSK-64 mit $PGA = 0,25$ g definiert. Die gleiche Intensität von 8° MSK und eine maximale horizontale PGA von 0.344 g für ein Überprüfungserdbeben (RLE) wurden für die letzte seismischen Ertüchtigung bestehender Anlagen und zum Einbau neuer Tragwerke eingesetzt.

Diese kontinuierlichen Unterschätzungen der Erdbebengefährdung entsprechen sicherlich nicht den erforderlichen Untersuchungen der Robustheit gegenüber Erdbeben jenseits des Bemessungserdbebens im Lichte der Ereignisse von Fukushima. Durch das Beibehalten der Unterschätzungen maximal möglicher Intensitäten von $I = 6^\circ$ MSK (Mochovce) oder $I = 8^\circ$ MSK (Bohunice) wird eine weitere Diskussion über die Aspekte der Verfahren zur Standortwahl vermieden, weil ein maximal mögliches Erdbeben (MCE) generell durch Addition eines Wertes 1 oder 1,5 zur Intensität des maximalen historischen Erdbebens der Region ($I_{max} = I_{maxhist}$ plus 1 oder 1,5) angenommen wird. Des Weiteren beschließt der Slowakische

Abschlussbericht in Anlage 1, Seite 170/171: *Nukleare Sicherheitsanforderungen an eine kerntechnische Anlage in der Phase der Standortwahl beinhalten auch Charakteristika dieser Gegend, welche die Errichtung einer kerntechnischen Anlage in diesem Bereich verhindern, und sind im Anhang Nr. 2 der Verordnung aufgelistet (sogenannte "Ausschluss-Kriterien für Standorte"). In diesem Zusammenhang relevant sind die folgenden Kriterien (Absatz c):*

Die Situierung einer Kernkraftwerksanlage wird ausgeschlossen in einem Gebiet, das geodynamischen und Karsterscheinungen unterliegt, welche die Stabilität von Gesteinen in der Gegend gefährden, wie Erdbeben, kinetisch und seismisch aktive Störungen, Bodenverflüssigungen, tektonische Aktivität oder andere Phänomene, welche den Oberflächengradienten der Gegend über spezifizierte technische Anforderungen hinaus verändern können (Stress-Test SR final 2011).

So verschleierte der slowakische Stress-Testbericht die Tatsache, dass Gebiete mit Intensitäten von 8° MSK und darüber nach slowakischem Recht von der Standortauswahl ausgeschlossen sind.

Eine weitere mögliche Gefährdung kommt von einer Unterbrechung der Versorgung mit Kühlwasser aus dem Fluss Hron als Folge eines Erdbebens und auch einer möglichen Unterbrechung der Straßenverbindung dorthin. Der erste Teil dieses Aspekts (Kühlwasserleitung) wird nur kurz in Kapitel 2.2.3 (Stress-Test SR final 2011) erwähnt, nicht aber intensiv diskutiert.

4.2 Unzulänglichkeit der seismischen Gefährdungsabschätzung

Seismizität und Seismotektonik wurden bisher im Slowakischen Stress-Testbericht nicht ausreichend behandelt (Stress-Test SR final 2011). Darin wiederholt die Unterschätzung des MCE und als Folge davon des SSE nur vorherige Unterschätzungen (M = 4.2, I = 6, ursprünglich sowohl für EBO und EMO; mit einigen spätere Erweiterungen: I = 8° MSK für EBO und I = 7° MSK für EMO). Diese Unterschätzung des Risikos wurde sogar im pronuklearen Eurosafe Forum kritisiert: Eine angenommene Intensität von 7° MSK für EMO und "ein Design Wert von 0,1 g (horizontale PGA) konnten eine konservative Marge nicht nachweisen" (Janke et al., 1999). Bereits Gutdeutsch (1991) schätzte das Design-Erdbeben mit M = 6 und I = 9° MSK für EBO sowie M = 6 und I = 8 für EMO ab (Gutdeutsch 1995).

Kürzlich präsentierten Decker et al. (2011) ihre paläoseismologischen Untersuchungsergebnisse an einer kleineren Störung im Wiener Becken nördlich der Donau, der Markgrafneusiedelstörung östlich Wien: In den letzten 100.000 Jahren waren dort 6 Erdbeben mit einer Magnitude von M = 6 und eines mit einer Magnitude von M = 7 aufgetreten. Diese Ergebnisse bewiesen die neotektonische Aktivität der tiefsitzenden Störungszonen. In unmittelbarer Nähe der Mur-Mürz-Semmering-Zilina Störung gelegen, muss das KKW Bohunice (EBO) Erdbeben mit einer Größe von M = 7 widerstehen können, weshalb es auf eine Intensität von 9° MSK- und PGA-Werte von 0,6 g aufgerüstet werden sollte. Das KKW Mochovce (EMO) befindet sich in unmittelbarer Nähe der Vepor-Rab-Certovica Störung und ist somit möglichen Starkbeben mit einer Magnitude von mindestens M = 6 ausgesetzt. Diese Situation erfordert ein Aufrüsten der Anlage, um einer Intensität von 8° MSK- und PGA-Werten von 0,4 g standzuhalten. Die hier vorgeschlagenen g-Werte folgen den französischen Standards SCSIN. Der slowakische Stress-Testbericht bezieht sich auf jene Erdbebenstärken, welche zu schweren Beschädigungen der Brennelemente und zum Verlust der Integrität des Confinements führen können: *"Konsequenterweise wird angenommen, dass der Verlust der Integrität des Confinements in EBO 3,4 nicht unter PGA = 0,35 g auftreten kann, und in EMO nicht unter 0,2 g"* – zitiert aus dem slowakischen Stress-Testbericht. Diese Margen liegen in beiden Fällen (EBO & EMO) noch weit unterhalb der Gefährdungswerte, die von den bekannten tektonischen Strukturen ausgehen. Deshalb bleibt die angebliche Robustheit der slowakischen Kraftwerksanlagen gegenüber Erdbeben noch in einem unzureichenden Niveau.

4.3 Vergleich mit Daten ähnlicher KKW aus anderen nationalen Berichten

Der ungarische Stress-Testbericht (Stress-Test H final 2011) erwähnt ausdrücklich einen PGA-Wert von 0,53 g als auslegungsüberschreitenden Wert für das KKW Paks. Der tschechische Stress-Testbericht versucht zu bestätigen, dass die angenommenen maximalen Bodenbeschleunigungen von 0,1 g ausreichende PGA-Werte sowohl für das KKW Temelin (ETE) als auch Dukovany (EDU) darstellen (Stress-Test CR final 2011). Während eine PGA von 0,1 g für Temelin NPP einmal in 10.000 Jahren erwartet wird, postuliert das Kapitel über das KKW Dukovany die Angemessenheit von 0,1 g für einen Zeitraum von mehr als 100 Millionen Jahren (!) und leugnet die Bedeutung des stärksten historischen Erdbebens von 1590 (Neulengbach-Riederberg) für Dukovany (siehe die unterschiedlichen, im Bericht nicht nummerierten, Abbildungen für Temelin und Dukovany: Seite 211 im Vergleich zu Seite 69 des oben genannten tschechischen Stress-Testberichtes). Der Bericht selbst bestreitet sogar tektonische Aktivitäten entlang von Bruchlinien für das gesamte Gebiet der Tschechischen Republik und verweist auch nicht auf moderne Untersuchungsmethoden (Paläoseismologie).

5 Gefährdungen durch terroristische Aktionen gegen Nuklearanlagen

5.1 Physische Angriffe & Sabotage

Zum Thema möglicher terroristischer Aktionen von außerhalb und innerhalb des Kernkraftwerks kann nur überblicksmäßig behandelt werden. Aus naheliegenden Gründen werden zu diesem Thema nur spärliche Informationen veröffentlicht.

Terroristische Aktionen von außen (Eindringlinge, die auf dem Kraftwerksgelände agieren) könnten sein: Angriffe auf den Hauptkontrollraum, auf den Primärkreislauf: Reaktor (während der Kernbeladung), Druckhaltersicherheit, Abblaseventil; auf den Sekundärkreislauf: Frischdampfleitung und Speisewasserleitung (auf der 14,4 m Bühne), Dampf-Abblaseventile in die Atmosphäre (BRU-A); elektrische und I&C-Komponenten; Angriffe von Terroristen auf die Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente.

Es könnten auch terroristische Aktionen von innen sein (Personal, Lieferanten). Die Schwierigkeit, diese Themen anzusprechen, ist offensichtlich. Die Diskussion von Themen, wie die Intervention in die Software sicherheitsrelevanter Systeme (Cyberattacken, siehe unten), die Beschädigung kritischer sicherheitsrelevanter Komponenten können nur beispielhaft beschrieben werden (z.B. die Verlagerung sicherheitsrelevanter Komponenten in falsche Positionen, das Triggern von Kurzschlüssen, Brand, Explosionen, usw.). Diese Punkte sollten eher für eine spezifische Anlage diskutiert werden, wofür adäquate Informationen und Daten erforderlich wären, die für das Kernkraftwerk Mochovce nicht vorhanden sind.

Terroristische Aktionen gegen das Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente am Standort Bohunice (das auch abgebrannte Brennelemente von Mochovce enthält), wurden nicht betrachtet.

5.2 Angriffe aus Distanz

Angriffe aus der Distanz (von außerhalb des Sicherheitszauns um das Kraftwerk) wären mit relativ einfachen Mitteln machbar. Ohne unnötig explizit zu werden, erscheinen Attacken auf die folgenden Komponenten mit tragbaren Waffen und Panzerfäusten³ machbar: Kontrollraum, Kabelverteilteraum, Turbinenhalle (Turbine und Frischdampfleitungen), Bauwerk für den Nebenkühlkreislauf und das Stromleitungsnetz außerhalb des Kraftwerks.

³ Einige exemplarische Waffentypen:

- FGM-148 Javelin (U.S. Army), Infrarot-gesteuert tragbare Panzerwaffe, 75-2500 Meter Reichweite, Panzerabwehrrakete (HEAT) (in Gebrauch in Australien, Bahrain, Tschechien, Canada, Frankreich, Georgien, Indien, Irland, Jordanien, Litauen, Neuseeland, Norwegen, Oman, Saudi Arabien, Taiwan, Arabische Emirate, Großbritannien, und USA).
- 9M133 Kornet (Russische Armee, Laser-gesteuerte Panzerfaust, 100-5500 Meter Reichweite, 1 Meter Armierungsdurchdringung (in Gebrauch bei der Hisbollah, Algerien, Aserbaidschan, Griechenland, Hamas, Indien, Jordan, Syrien, Libyen, Russland, Türkei, und Peru).
- ERYX (Frankreich, MBDA), tragbar, Panzerfaust, 50-600 Meter Reichweite, Durchdringung von 2.5 Meter Stahlbeton (in Gebrauch in Frankreich, Brasilien, Canada, Malaysia, Norwegen, und Türkei).
- Die französische MBDA MILAN leichte Infanterie, Panzerfaust, 400-2000Meter Reichweite (in Gebrauch bei den Armeen von Afghanistan, Algerien, Australien, Brasilien, Bosnien & Herzegowina, Belgien, Tschad, Zypern, Ecuador, Estland, Ägypten, Frankreich, Deutschland, Griechenland, Indien, Irland, Iran, Irak, Italien, Kenia, Libanon, Libyen, Mexico, Marokko, Pakistan, Portugal, China, Russland, Singapur, Südafrika, Spanien, Syrien, Tunesien, Türkei, Großbritannien, Uruguay, und Jemen).
- Die deutsche Panzerfaust-3, tragbar, Reichweite 20-400 Meter, Durchdringung von 1.6 Meter Stahlbeton (in Gebrauch in Österreich, Deutschland, Italien, Japan, Niederlande, Südkorea und der Schweiz).

Die für solche Angriffe brauchbaren Waffen umfassen Brandsätze, Sprengstoff und panzerbrechende Munition. Angriffe aus der Distanz könnten innerhalb kurzer Zeitdauer erfolgen (weniger als eine Minute für den aktiven Angriff), so dass es fraglich ist, ob der Sicherheitsdienst der Anlage oder die Exekutivkräfte von außen einschreiten und den Angriff verhindern könnten.

Es wäre nicht erforderlich, Artilleriewaffen zu haben, um 1,5 bis 2,5 m dicken Stahlbeton zu durchdringen. Dies könne mit tragbaren von der Schulter abgefeuerten Waffen (siehe Fußnote) erzielt werden.

Terroristische Aktionen gegen die Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente und das Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente in Bohunice wären ebenfalls möglich.

5.3 Cyberangriffe

Die Möglichkeit von Cyberangriffen auf die Infrastruktur wurde bereits in der offenen Literatur behandelt (Rollins and Wilson 2007).

Im Internet findet sich eine größere Zahl an einschlägigen Publikationen, wie man der folgenden Auswahl entnehmen kann: Der Spiegel (2011), Aargauer Zeitung (2011), Tages-Anzeiger (2011), BBC News (2011), Safetyissues.com (2011), CNSC (2012).

Ein auf Youtube zu sehender Kurzfilm der DreiSat Mediathek (2010) setzt sich unter dem Titel „Cyber-Attacke auf Kraftwerke und Industrieanlagen“ mit dem Computer-Wurm Stuxnet auseinander: *Das Virus Stuxnet könne zwar gewaltigen Schaden anrichten, aber nicht die Kernsysteme eines Atomkraftwerks außer Gefecht setzen ()*.

Die Einschätzung der Gefahr für KKWe ist unterschiedlich, wie aus den oben angeführten Beispielen hervorgeht.

Stuxnet ist ein Computerwurm, der im Juni 2010 entdeckt und zuerst unter dem Namen RootkitTmPhider beschrieben wurde. Das Schadprogramm wurde speziell für ein bestimmtes System zur Überwachung und Steuerung technischer Prozesse (SCADA-System) der Firma Siemens, die Simatic S7, entwickelt. Bisher ist bekannt, dass in die Steuerung von Frequenzumrichtern der Hersteller Vacon aus Finnland und Fararo Paya in Teheran eingegriffen wird. Frequenzumrichter werden eingesetzt, um die Geschwindigkeit von anderen Geräten wie beispielsweise Motoren zu steuern. Solche Steuerungen werden vielfach in diversen Industrieanlagen wie Wasserwerken, Klimatechnik, Pipelines usw. eingesetzt (Wikipedia 2012).

Da bis Ende September 2010 der Iran den größten Anteil der infizierten Computer stellte und es zu außerplanmäßigen Störungen im iranischen Atomprogramm kommt, wird vermutet, dass Stuxnet mit dem Ziel geschrieben wurde, die Leittechnik der Urananreicherungsanlage in Natanz oder des Kernkraftwerks Buschehr zu stören. Die genauen Ziele, Autoren und Auftraggeber sind allerdings bisher unbekannt.

Erhöhtes Risikobewusstsein betreffend Cyberangriffe wurde kürzlich im Rahmen der International Disaster and Risk Conference IDRC 2012 in Davos gefordert. Unternehmen aller Art sollten zum eigenen Schutz Teams von Abwehrspezialisten „Computer Emergency Response Teams, CERT“, auch „Computer Security Incident Response Teams, CSIRT“, da potentielle Angreifer über einen mindestens zweijährigen (technologischen) Vorsprung gegenüber Abwehrspezialisten verfügten (De Landgraaf, 2012).

Eine Auswertung der Verletzbarkeit eines Kernkraftwerks in Zusammenhang mit Cyberangriffen erfordert spezielles, normalerweise vertrauliches Spezialwissen über das betroffene Kernkraftwerk. Diese Informationen sind für die Autoren bezüglich EMO 3&4 nicht verfügbar. Deshalb wurde eine Reihe von Fragen für die Konsultationen mit der Slowakischen Seite im Rahmen der bilateralen Treffen zusammengestellt (siehe Anhang I).

6 Ergebnis der Slowakischen Stress-Tests

6.1 Europäische Stress-Tests

Die prozedurale Definition des Stress-Test-Programmes wurde durch die ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) am 28.10.2011 (ENSREG 2011) festgelegt:

„Der Europäische Rat forderte am 24./25.März 2011, dass die Sicherheit aller Kernkraftwerke in der EU auf der Basis einer umfassenden und transparenten Risiko- und Sicherheitsanalyse ("Stress-Tests") überprüft werden sollen. Diese Stress-Tests werden als gezielte Neubewertung der Sicherheitsabstände von Kernkraftwerken, die von ENSREG incl. der Europäischen Kommission entwickelt wurden, definiert. Da Sicherheitsbedrohungen nicht Teil des Mandats von ENSREG sind, wurde ein zweibahniger Prozess entwickelt. Der "Sicherheits-Track" umfasst außergewöhnliche Ereignisse, wie Erdbeben und Überschwemmungen und die Folgen von anderen auslösenden Ereignissen (z.B. Transportunfälle, wie Flugzeugabstürze), die zu einem Mehrfachverlust von Sicherheitsfunktion führen könnten, die für das Management schwerer Unfälle erforderlich sind. Alle Betreiber von Kernkraftwerken sollten das Verhalten ihrer Kernkraftwerke im Fall solcher Extremsituationen überprüfen. Die Berichte der Betreiber werden zuerst von den nationalen Regulierungsbehörden überprüft. Diese verfassen dann einen nationalen Gesamtbericht. Die nationalen Endberichte werden von Review-Teams der ENSREG geprüft. Es wird erwartet, dass der Peer-Review-Prozess gegen Ende April 2012 beendet sein wird. Sobald der Peer-Review-Prozess beginnt, haben die Öffentlichkeit und die Aktionäre die Möglichkeit, sich an dem Stress-Test zu beteiligen. Der Zwei-Phasen-Vorgang sieht einen Zwischenbericht an den Europäischen Rat am 09. Dezember 2011 und den Endbericht im Juni 2012 vor. In Hinblick auf den "Security-Track" hat COREPER entschieden, eine Ad Hoc Gruppe zur Nuklearen Sicherheit zu etablieren.

Die Europäische Kommission ist auch in Kontakt mit anderen Ländern außerhalb der EU und arbeitet mit diesen an einer Neubewertung von deren Kernkraftwerken.“

Die Europäischen Stress-Tests wurden heftig hinsichtlich Durchführung und Inhalt kritisiert und die Relevanz deren Ergebnisse in Frage gestellt. Einige der diskutierten Punkte sind die folgenden (Majerus 2012):

- Neubewertung der Sicherheitsabstände anstelle einer umfassenden Risikoanalyse
- Eine begrenzte Anzahl externer Ereignisse werden ausgewertet
- Begrenzter Zeitrahmen
- Interne Ereignisse und menschliche Fehler werden nicht diskutiert
- Fehlen von Bewertungskriterien
- Der Fokus liegt auf der Abschwächung der Konsequenzen, gestaffelte Sicherheits-ebenen werden nicht diskutiert
- Man stützt sich auf bereits existierende Analysen und technische Beurteilungen
- Die Qualität der Systeme und Komponenten, sowie deren Degradation werden nicht berücksichtigt
- Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement werden nicht diskutiert
- Finanzielle Kompensationen für die Schäden von Nuklearunfällen werden nicht diskutiert
- Mangel an Unabhängigkeit der Organisationen und Personen, die am Stress-Test beteiligt sind
- Nicht ausreichende Transparenz der Stress-Tests

6.2 Mochovce Stress-Testergebnisse

Die Ergebnisse der Slowakischen Stress-Tests wurden bereits in verschiedenen Kapiteln angesprochen und kommentiert. Dieses Kapitel identifiziert spezifische Ergebnisse aus den Slowakischen Stress-Tests aus einem kritischen Gesichtswinkel. Es enthält auch Informationen in Zusammenhang mit der Möglichkeit eines schweren Unfalls in dem Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente in Mochovce.

Abschließend erfolgt ein Vergleich der Slowakischen Stress-Test-Ergebnisse mit denen jener EU-Staaten, die neben der Slowakei ebenfalls WWER-440er-Anlagen betreiben, Ungarn und Tschechien sowie abweichend in einer „verwestlichten“ Variante Finnland. Ein spezieller Schwerpunkt ist der Unterschied, wie diese Länder mit dem Thema "interner Rückhalt von Kernschmelze" im Fall eines schweren Unfalls umgehen.

Es muss angemerkt werden, dass in den Test-Spezifikationen von ENSREG⁴ (ENSREG 2011) nichts enthalten ist, das in irgendeiner Weise den Aufgabenbereich der Stress-Tests einschränkt. Im Gegenteil, die Spezifikationen etablieren Minimalforderungen für den EU-Stress-Test von EU-Kernkraftwerken.

Es sollte auch angemerkt werden, dass der detaillierte Stress-Testbericht für die Blöcke Mochovce 3&4, der im Stress-Testbericht auf Seite 22 erwähnt wird, in Slowakischer Sprache verfügbar war (Mochovce 3&4 2011) und im wesentlichen Teil übersetzt wurde. Es existiere eine fertig gestellte Level 1 & Level 2 PSA für Mochovce 3&4 aus dem Jahr 2008, ein Update sei in Arbeit (Stress-Test SR final 2011, Seite 31). Der PSA-Bericht aus dem Jahr 2008 konnte nicht eingesehen werden. Laut Stress-Testbericht (Seite 31) existiert auch eine Sicherheitsanalyse für Mochovce 3&4 aus dem Jahr 2008, die ebenfalls nicht zur Einsicht verfügbar war.

Folgende Feststellungen können gemacht werden:

- Die Blöcke Mochovce 3&4 Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente können abgebrannte Brennelemente in einem kompakten Gitter in einem mit borierterm Wasser gefüllten Pool für 4 bis 7 Jahre aufnehmen. Im Pool sind zwei Gitter. Das untere Gitter ist am Ort fixiert, während das obere Gitter entfernt werden kann. Bei einer vollständigen Kernentladung wird das obere Gitter installiert und genutzt. In dem Stress-Testbericht wird festgestellt, dass das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente von dem Wiederbeladungsbecken durch einen Gleitschutz isoliert sei, der Teil der "hermetischen Confinement-Begrenzung während des Betriebs" sei⁵ (Stress-Test SR final 2011, Seite 31)
- Die Notspeisewasserpumpen in Mochovce wurden auf der -3,7m-Bühne unter den Speichertanks für demineralisiertes Wasser installiert. Der Stress-Test-Bericht stellt fest, dass externe Überflutungen diese Pumpen gefährden können (Stress-Test-Bericht, Seite 37)
- Der Stress-Test Bericht charakterisiert eine Möglichkeit der Wärmeabfuhr aus dem Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente als "Aufwärmen, Sieden und Verdampfung" (Stress-Test-Bericht, Seite 49) und merkt an, dass die Wärmeabfuhr durch

⁴ ENSREG wurde ursprünglich durch eine Entscheidung der European Kommission am 17. Juli 2007 als EU High-Level Group (HLG) für Nukleare Sicherheit und Abfallmanagement etabliert (European Commission 2007). Österreich ist bei ENSREG durch das Lebensministerium (BMLFUW) vertreten.

⁵ Es ist zu beachten, dass der Stress-Test-Bericht vorwiegend die Bezeichnung "Containment" (Seiten 12-14, 23, 25-27, 30, 37, 41, und folgende) verwendet, an zwei Stellen (Seite 31 und 114 aber die Bezeichnung "Confinement". Im Anhang 2 des Stress-Test-Berichts, wird ein Vergleich zwischen den IAEA-Anforderungen für ein Containment in IAEA NS-R-1 (IAEA 2000) und Mochovce Block 3 und 4 durchgeführt und die Schlussfolgerung ist, dass die Anforderungen für ein Containment im Fall eines Auslegungsstörfalls /DBA) erfüllt sind.

"Abdampfen in die Reaktorhalle (Atmosphäre)" erfolgt (Stress-Test-Bericht, Seite 50). Wenn die Reaktorhalle gleichbedeutend mit der Umwelt ist, steht dies in Widerspruch dazu, dass SE/ENEL in einer anderen Dokumentation behauptet, dass das Reaktorgebäude oberhalb des Wiederbeladungsdecks ein "*sekundäres Containment*" sei (siehe e.g. Zlatňanský (2009) and Misak (2010)).

- Der Stress-Test-Bericht (Seite 85) identifiziert eine maximale tägliche Wasserhöhe aufgrund von Schneeschmelze von 50 mm mit einer Häufigkeit von 10^{-2} pro Jahr und 100 mm mit einer Häufigkeit von 10^{-4} pro Jahr. (Die Abbildung für eine Häufigkeit von 10^{-4} ist schlicht absurd, da eine solche Wiederkehrzeit nahe ans Ende der letzten Eiszeit grenzt: Das Pleistozän endete vor 12.500 Jahren. Damals reichte die Inlandseisdecke bis Norddeutschland und die Schneehöhe in der Slowakei war mit Sicherheit größer, als dies im letzten Jahrhundert der Fall war).
- Die Schlussfolgerung im Stress-Test-Bericht (Seite 86) in Hinblick auf eine Überflutung durch ein Versagen des dritten Wasserkreislaufsystems (äußerer Kühlwasserkreislauf) in der Turbinenhalle ist wahrscheinlich absolut falsch. Eine Überflutungshöhe von 2,9 m oder mehr⁶ würde ausreichend sein, um die Schaltanlagenräume und die Batterieräume aller vier Blöcke zu überfluten (wenn diese nicht seit 1998 verlegt worden sind), und zwar über die nicht-wasserdichten Türen aus der Turbinenhalle (es ist nicht nötig, die Einstiegsöffnungen in 3 Meter Höhe zu erreichen, wie im Stress-Test argumentiert wird). Dies würde zu einem entscheidenden, nicht behebbaren Gesamtstromausfall für alle vier Blöcke führen. Das ist genau das, was in Fukushima passierte – aber aus einem ganz anderen Grund als dies in Mochovce der Fall wäre. Es muss angemerkt werden, dass es in der Turbinenhalle keinen Pumpensumpf gibt und dass eine Überflutung sich so schnell entwickeln würde, dass man nicht annehmen kann, es könnten rechtzeitig tragbare Pumpen herangeschafft werden, um eine Überflutung der Räume für die Schaltanlagen und die Batterien zu vermeiden. Auch die zusätzliche Stromversorgung von außerhalb ist in einem derartigen Fall irrelevant, da auch diese Stromversorgung durch die Schaltanlagenräume laufen müsste. Die Wiederherstellung der Stromversorgung in wenigen Tagen (bestenfalls) wird als nicht machbar eingeschätzt, da das gesamte Überflutungswasservolumen mit tragbaren Pumpen aus dem Gebäude gepumpt werden müsste, dann müssten die Schaltanlagen- und Batterieräume getrocknet werden und zerstörte Geräte (Kurzschluss etc.) repariert bzw. ersetzt werden. All dies müsste erfolgen, während die schweren Unfälle u.U. in vier Reaktoren und den Brennelementlagerbecken gleichzeitig fortschreiten.
- Die Betrachtung "Extremer Wetterbedingungen" wurde auf Extreme von Temperatur, Regen und starken Wind beschränkt (Stress-Test-Bericht, Seite 93-98). Tornados, die bekanntlich auf Slowakischem Gebiet auftreten können, wurden kaum beachtet (Stress-Test-Bericht, Seite 95-96). Es wird als wahrscheinlich angenommen, dass (angesichts der geringen Häufigkeit von Tornados) die Häufigkeit potentiell gefährlicher Tornados etwa 10^{-4} pro Jahr ist. Wenn allerdings die totale Kernschadenshäufigkeit bei 10^{-5} bis 10^{-6} liegt, wie SE/ENEL behauptet, ist nicht klar, warum Tornados ausgeklammert werden. Es ist schwierig, der Charakterisierung im Stress-Test-Bericht zu folgen, dass die maximale Gefahr durch Tornados aus der Fujita Skala bei F0 und F1 liegt, wenn man solche Häufigkeiten berücksichtigt.
- Der Stress-Test-Bericht (Seite 109-110) zeigt für Bedingungen der vollständigen Kernentladung und ohne Wärmeabfuhr, dass das Wasser im Abklingbecken nach 2,6

⁶ Unter Verwendung von Google Earth und Google Maps, werden die Dimensionen der Turbinenhalle auf 665 Meter Länge und 44 Meter Breite, geschätzt, was eine Überflutungsfläche von 29.260 m² bedeutet. Bei 85.100 m³ Wasser aufgrund des Versagens des Wasserkreislaufsystems auf dieser Fläche führt dies zu 2.9 Meter Wasserhöhe, wenn interne Strukturen vernachlässigt werden. Natürlich sind interne Strukturen vorhanden (acht Kondenser, Stützstrukturen für die acht Turbinen, und anderes), so dass die Wasserhöhe vermutlich noch größer wäre.

Stunden zu siedeln und das erste Rack mit Brennstoffkassetten nach 23 Stunden trocken zu fallen beginnt, Brennelementschäden beginnen nach 30,5 Stunden. Dies ist in fast allen Aspekten mit andern DWR vergleichbar, sogar mit Fukushima. Es ist von Interesse, dass bei Bedingungen der vollständigen Kernentladung in einem WWER-440/213 zusätzliche Racks über den existierenden Racks angebracht werden, die die heißesten der abgebrannten Brennelemente auf das oberste Niveau im Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente bringen; dies bedeutet, dass genau diese heißesten Brennelemente die ersten sein würden, die im Fall eines Absinkens des Wasserpegels im Lagerbecken betroffen wären.

- Der Stress-Test-Bericht (Seite 109) schlägt vor, das Bubbler-Condenser-Wasser zum Auffüllen der Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente zu nutzen. Allerdings muss angemerkt werden, dass die Richtlinien für das Unfallmanagement im Fall schwerer Unfälle für die Blöcke Mochovce 3&4 erfordert, dass das Bubbler-Condenser-Wasser in den unteren Bereich des Confinement entleert wird, um die Kühlung der Kernbruchstücke zu unterstützen. Dies sind also potentiell pervers konkurrierende Anforderungen für das Bubbler-Condenser-Wasser: Wenn das Wasser nicht zum Brennelementlagerbecken außerhalb des Confinements geleitet wird, gibt es einen schweren Unfall im Brennelementlagerbecken, und wenn das Wasser in das Brennelementlagerbecken geleitet wird, bleibt dann genügend Wasser, um den Rückhalt der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter zu unterstützen?
- Der Stress-Test-Bericht (Seite 147) stellt fest, dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters im Fall eines schweren Unfalls aufgrund der vorgeschlagenen Strategie des Kernschmelzen-Rückhalts im Reaktordruckbehälter als "vernachlässigbares Restrisiko" betrachtet wird. Diese Strategie wurde nicht mit Hilfe skalierte Modellversuche der WWER-440/213-Konfiguration nachgewiesen. Der Stress-Test-Bericht stellt fest, dass im Fall eines Versagens des Reaktordruckbehälters der größte relevante Schadensfall des "Containments" das Versagen der Tür zur Reaktorgrube und eine langfristige Überdruckbeaufschlagung sei. Dies lässt einen anderen Schadensfall völlig außeracht: Wenn das Versagen des Reaktordruckbehälters so erfolgt, dass der Boden unter Wasser bleibt – was als sehr wahrscheinlich erscheint – und es zu einer Dampfexplosion kommt. Wenn Kernbruchstücke aus dem Druckbehälter ins Wasser kommen, kann eine Dampfexplosion nicht außeracht gelassen werden. Diese Explosion könnte den Deckel über den Reaktordruckbehälter zerstören, was zu einer direkten Freisetzung zum Wiederbeladungsdeck führen würde. Der resultierende Quellterm könnte sehr groß sein (10% oder mehr Freisetzung von Jod, Cäsium und möglicherweise anderen Nukliden).

6.3 Schwerer Unfall im Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente

Die Situation in Japan im März 2011 und den folgenden Monaten hat klar gezeigt, dass die Konsequenzen von verheerenden Naturkatastrophen (Erdbeben und nachfolgender Tsunami) durch katastrophale Unfälle, die durch diese Ereignisse ausgelöst werden, noch signifikant verschlimmert werden können. Die nuklearen Unfälle im Kernkraftwerk Fukushima führten zu massive Freisetzungen radioaktiver Substanzen in die Umwelt und verursachten langfristige radiologische Gefährdungen für alle Ökosysteme.

Mit diesem Wissen erscheint es vernünftig, ähnliche Gefährdungen für Österreich durch Nuklearanlagen in benachbarte Ländern zu untersuchen, wenn diese im Fall von verheerenden Erdbeben, Überschwemmungen, Abstürzen schwerer Flugzeuge, Explosionen von Chemikalien oder terroristischen Attacken in schwierige Zustände geraten.

Üblicherweise denken Menschen nur an die Risiken durch in Betrieb befindliche Kernreaktoren. Es muss jedoch auch ein Augenmerk auf andere Anlagen des nuklear Brennstoffzyklus gerichtet werden. In Europäischen Ländern gibt es einige überirdische Brennelementlageranlagen (spent fuel storage facilities, SFSF). In den meisten der alten SFSF werden die abgebrannten Brennelemente unter Wasser gelagert (nasse Lagerung).

Eine derartige Anlage wurde am Standort Bohunice in der Slowakei errichtet. Hunderte Tonnen radioaktiver Schwermetalle aus den Kernkraftwerken Bohunice und Mochovce werden dort gelagert. Die technische Auslegung der SFSF erfolgte während der 70er Jahre des vorigen Jahrhunderts in der Sowjetunion in Übereinstimmung mit den damals gültigen normativen Dokumenten. Die Anlage ging in den 90er Jahren in Betrieb und soll für einen Zeitraum von 30 Jahren die abgebrannten Brennelemente von WWER-440 Reaktoren nach drei Jahren vorläufiger Lagerung aufnehmen. Die Brennstoffkassetten werden in Transportkörben unter Wasser in vier Kompartiments gelagert. Ein Kompartiment ist immer leer und kann im Fall eines unkompensierbaren Lecks in einem der anderen Kompartiments dessen Kassetten aufnehmen.

Die Subkritikalität wird durch die Korb-Konstruktion und die Korb-Gitter im Pool gewährleistet. Dadurch kann das Lagerbecken mit demineralisiertem Wasser bei Temperaturen unter 40°C gefüllt werden.

Der biologische Schutz vor ionisierender Strahlung wird durch die massive Gebäudestruktur erreicht (Stahlbetonrahmen und Stahlbetonwände, sowie eine Pool-Bodendicke von 1,5 m) und einer Wasserschicht über den abgebrannten Brennelementen.

Die Nachwärmeabfuhr erfolgt über Wärmeaustauscher, die mit Brauchwasser gekühlt werden, Poolwasserverdampfung, Ventilation der Haupthalle und Wärmeverluste durch die Gebäudestruktur. Das Kühlsystem wurde ausgelegt, um die maximalen kontrollierbaren Leckagen aus dem Pool bewältigen zu können, nicht aber für den Fall einer Beschädigung der Wände oder der Bodenplatte durch ein verheerendes Erdbeben, einen Flugzeugabsturz oder terroristische Aktivitäten.

Die SFSF-Anlage wurde vor langer Zeit errichtet, als es kaum Standards für die Qualität von Werkstoffen für die Rohre oder die Qualität sicherheitsrelevanter Komponenten von Kontrollgeräten und Instrumentierung gab. Die Anlage ist seit mehr als 20 Jahren in Betrieb, so dass mit Degradationseinflüssen insbesondere infolge Ermüdung und Alterung der Werkstoffe gerechnet werden muss.

Nach einer seismischen Analyse der Gebäudestrukturen wurde eine anti-seismische Verankerung der Gebäudestruktur implementiert. Im Rahmen der durchgeführten Überprüfung der seismischen Stabilität der Transportkörbe im SFSF wurde keine Notwendigkeit für eine zusätzliche Verankerung der Transportkörbe festgestellt. Allerdings wurde das Verfahren zur Bestimmung der ursprünglichen seismischen Stabilität des SFSF (Peak-Bodenbeschleunigung) vor langer Zeit mit veralteten Kriterien und Methoden etabliert. Auch heute enthält ein solches Verfahren noch viele Annahmen und es besteht keine Übereinstimmung bzw. kein gemeinhin akzeptierter Maßstab zur Bestimmung der Grunddaten für die Bewertung. In verschiedenen Ländern ist der akzeptierte Code zur Erzielung der Ergebnisse unterschiedlich. Die Validität der Daten und die Bewertungsmethoden hängen von vielen Faktoren und sensitiven Benchmarks ab, wobei vorher festgelegte Schlüsselwerte verborgen sein können, die aber das Ergebnis signifikant beeinflussen. Dieselbe Komplexität zur Festlegung der Stärke und Wahrscheinlichkeit eines Erdbebens ist typisch für diese Analysen.

Es besteht ein Risiko für signifikante Beschädigungen der Wände und der Bodenplatte des SFSF als Folge eines verheerenden Erdbebens, des Absturzes eines schweren Flugzeugs oder terroristischer Attacken. Dies könnte potentiell zu einer riesigen Leckage des Poolwassers führen, das mit Systemen der Anlage nicht kompensiert werden kann. In Abhängigkeit von der Leckrate könnten die oberen Teile der Brennelementkassetten in den beschädigten Kompartiments in einigen Stunden oder -zig Stunden trocken fallen. Dies würde zu hohen Strahlungsniveaus innerhalb der Anlage führen und das Personal könnte das Gebäude nicht mehr betreten. Mit der Zeit würden immer größere Teile der Brennstäbe trocken fallen und das Strahlungsniveau um die Anlage würde signifikant zunehmen.

Es sieht so aus, dass die Situation nicht mehr kontrollierbar wäre, da das Personal das Gebäude nicht betreten könnte, ja sogar vom SFSF fern bleiben müsste. Für einige Zeit könnte das Kühlsystem der Anlage die Brennstoffkassetten teilweise mit einem Wasser-Dampf-Gemisch kühlen, aber ein Temperaturanstieg könnte nicht vermieden werden. Dies

würde zu einer Freisetzung aller Radionuklide führen, die sich im Gap zwischen den Brennstoffpellets und den Hüllrohren angesammelt haben. Ohne Instandhaltung des Kühlsystems wird dieses früher oder später versagen oder die Wasserreservoirs werden erschöpft sein. Dann führt der Temperaturanstieg in den Brennstoffkassetten zu deren teilweiser Zerstörung, die Wechselwirkung der Hüllrohre mit dem Dampf und dem Beton wird zu einer massiven Freisetzung von radioaktiven Aerosolen in die Umgebung führen. Es erscheint als unmöglich, diesen Mechanismus zu stoppen; die mögliche Folge wäre eine radioaktive Kontamination riesiger Bereiche um das SFSF.

6.4 Vergleich slowakischer, ungarischer und tschechischer Stress-Testergebnisse

In diesem Kapitel wird der Vergleich zwischen den Ergebnissen der slowakischen, ungarischen und den tschechischen Stress-Testergebnissen (WWER-440/213-Reaktor-Staaten) in Bezug auf Kernschmelze Rückhaltung im RDB durch RDB Kühlung von außen behandelt. Sie stellt die wichtigste Maßnahme in Bezug auf einen schweren Unfall mit Kernschmelze dar.

6.4.1 Laufende Aktivitäten für das KKW Paks betreffend "Kernschmelze-Rückhaltung im RDB "

Während der slowakische Stress-Testbericht nichts über grundlegende Versuche, Untersuchungen und Analysen für die Eingrenzung eines schweren Unfalls mit Kernschmelze bringt, beschreibt der ungarische Stress-Testbericht konkrete experimentelle Anstrengungen in diesem Bereich.

Für das KKW Paks wurde die CERES-Versuchsanlage in Budapest errichtet, um die RDB-Kühlung von außen zu modellieren und zu testen, Dem CERES-Bericht (Ezsol et al. 2010) entnommene **Conclusions:**

"It was investigated, whether the in-vessel retention of corium can be assured at WWER 440 system.

Calculation results show that the ERVC concept to be applied to the Paks NPP provides an effective accident management measure.

The CERES facility, an integral type model of ERVC, has been designed and constructed to model the effectiveness of RV cooling.

Calculational results obtained by the RELAP5/mod3.3 code show that effective cooling can be assured by this accident management method. Results of calculations should be supported by the experiments."

IN-VESSEL CORIUM RETENTION FOR THE PAKS NPP

Mitigation strategy of a severe accident leading to core melt is the retention of corium in the reactor vessel. It is based on the external cooling of the reactor vessel by natural circulation. A simplified scheme of the cooling loop of natural circulation to be implemented to the Paks nuclear power plant of VVER-440/213 type is shown in Fig. 1.

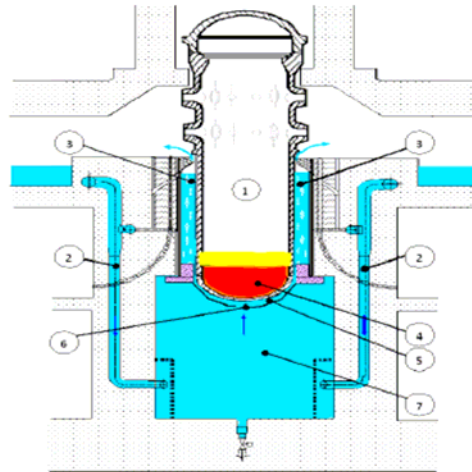


Figure 1. COOLING LOOP FOR THE PAKS NPP
 1-reactor vessel, 2-downcomer, 3-riser, 4-corium pool, 5-isolation, 6-coolant inlet hole, 7-cavity with coolant

Abbildung 6-1: Kühlschleife für das KKW Paks

Quelle: Ezsol et al. (2010)



Abbildung 6-2: Gesamtansicht der CERES-Versuchsanlage in der Halle der PMK-2 ohne Heizung und Isolation

Quelle: Ezsol et al. (2010)

Kritische Anmerkungen zum ungarischen CERES-Bericht (Ezsol et al. 2010):

- Der Art und Weise, wie die Testanlage aufgebaut ist, erscheint vereinfacht und nicht in der Lage, reale Bedingungen bei einem schweren Unfall mit geschmolzenem Kern im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters adäquat zu modellieren.
- Der Bericht ist nur eine Beschreibung der Prüfeinrichtung und der Versuchs-Vorausberechnungen, aber keine experimenteller Ergebnisbericht.
- Der Bericht zeigt deutlich, dass eine ausreichende Wärmeabfuhr aus dem RDB nicht in jedem Fall gewährleistet ist. Die Kühlung hängt stark von der Höhe der Wärmestromdichte ab.

Der CERES Bericht wurde im Jahr 2010 veröffentlicht - es muss davon ausgegangen werden, dass in der Zwischenzeit bereits experimentelle Ergebnisse produziert wurden. Die Autoren dieses Berichts sind dabei solche Ergebnisse zu identifizieren.

Die gefilterte Druckentlastung des Confinements ist eine dezidierte Lösung für das KKW Paks im Gegensatz zu EMO 3&4, bei dem kein solches System vorgesehen ist.

In dem ungarischen Stress-Testbericht werden Berechnungen angesprochen, um mit diesen die Umsetzung der gefilterten Druckentlastung zu argumentieren (siehe nachfolgende Abbildung 6-3).

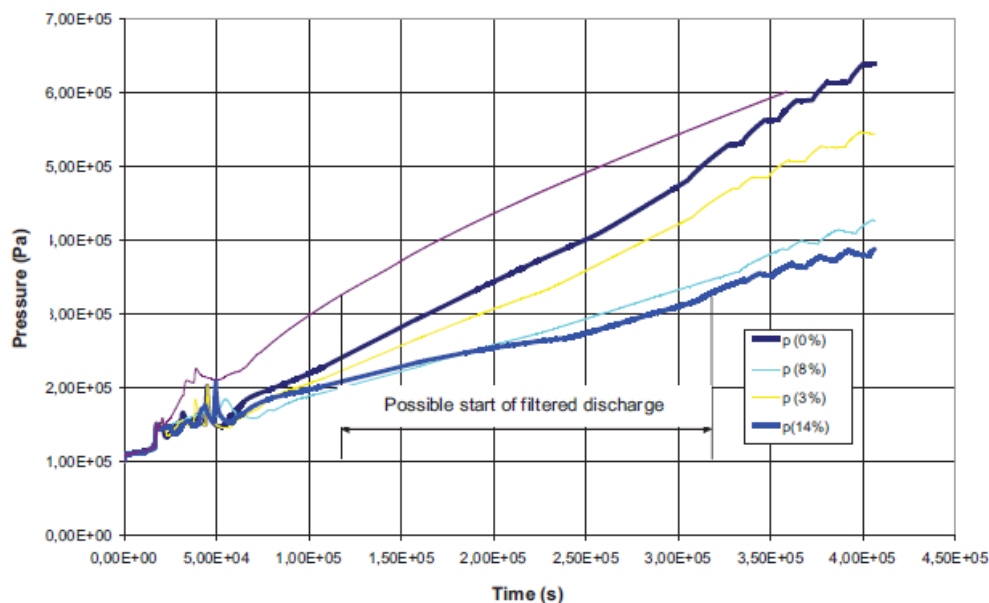


Abbildung 6-3: Druck im Containment (Reaktorgrube ist geflutet) bei verschiedenen Leckraten

6.4.2 Laufende Aktivitäten für das KKW Dukovany betreffend Kernschmelze Rückhaltung im RDB

Zitat aus dem tschechischen Stress-Test-Bericht: "Eine sehr effektive Maßnahme zum Schutz des Confinements vor der späten Phase des Unfalls (und damit verbundene Probleme bezüglich der Quelle für Wasserstoff, Schmelzen der Tür oder des Schachtes) wäre die Schmelze im Inneren des Behälters zu halten mit dem Wasser aus der Reaktorgrube."

Ähnlich wie bei dem slowakischen Stress-Testbericht, wird in dem tschechischen Stress-Test Bericht ein Management des schweren Unfalls mit Kernschmelze durch RDB Kühlung von außen propagiert. Mehrere Modifikationen sind offenbar bereits an den EDU-Blöcken durchgeführt worden. Jedoch wird, wie es auch der Fall mit der Slowakei ist, eine

Begründung und Demonstration der Vorteile und der Funktionalität dieser Art des Managements eines schweren Unfalls mit Kernschmelze durch Rückhaltung im RDB nicht gegeben.

Die gefilterte Druckentlastung des Confinements ist im tschechischen Stress-Test Bericht angesprochen und scheint dort die letzte Möglichkeit für die Druckbegrenzung bei Überdruck im Confinement des KKW Dukovany zu sein.

6.4.3 Zitationsmängel der Stress-Testberichte betreffend " Kernschmelze Rückhaltung im RDB"

Eine Überprüfung der zugänglichen Literatur ergab, dass die Idee, RDB Versagen infolge von Kernschmelze durch externe Kühlung zu verhindern, aus den 90er Jahren des letzten Jahrhunderts stammt.

Herr Okkonen vom finnischen Strahlenschutz und der nuklearen Sicherheitsbehörde STUK hat in dem Bericht (Okkonen 1994) den Stand der Kenntnisse, die bisherige Entwicklung, deren Umsetzbarkeit, die damit verbundenen Phänomene sowie die Notwendigkeit für eine anlagenspezifischen Analyse zusammengefasst.

Zitat: "Die Entscheidungen zur Umsetzung der Flutung eines RDB muss auf einer Anlage zu Anlage Basis erfolgen. Das ist, weil die Kern-, Behälter- und Containment-Eigenschaften den möglichen Erfolg beeinflussen - ebenso wie die damit verbundenen Vorteile und Bedenken, - stark anlagenspezifisch sind. Die Maßnahme muss sorgfältig analysiert und begründet werden, mit einer systematischen Berücksichtigung der Zuverlässigkeit in verschiedenen Sequenzen des schweren Unfalls."

Wie aus der Liste der Referenzen im Okkonen Bericht zu entnehmen ist, begannen die analytischen und experimentelle Bemühungen 1991 nach der Tschernobyl-Katastrophe im Jahr 1986 und nachdem der TMI Kernschmelzunfall von 1979 analysiert worden war.

In dem Okkonen Bericht werden die strukturelle Integrität im Falle EINER externen Flutung des RDB angesprochen sowie einige Probleme und Unsicherheiten aufgezeigt. Im Folgenden sind einige dieser Probleme und Unsicherheiten zusammengefasst:

- Studien der ORNL (USA) kamen zu dem Schluss, dass mit einem angemessenen Eintauchen des RDB eines SWR in das Kühlmittel die Corium Rückhaltung in einem drucklosen RDB erfolgreich sein könnte. Wenn kein *"angemessenes Eintauchen des RDB und des unteren Teiles des RDB vorliegt"* könnte das zum *"umfassenden Kriechversagen"* beim RDB führen.
- Studien zur externen RDB Flutung erfordern für die Versagensanalyse zum unteren Teil des RDB Hochtemperaturdaten für Zug- und Kriech-Materialeigenschaften (Temperaturbereich bis ca. 1500 K), die für den spezifischen RDB zur Verfügung stehen müssen.
- Es wird berichtet, dass frühere Ergebnisse offenbar *"das Potenzial für eine erfolgreiche Rückhaltung von geschmolzenen Kernteilen durch äußere RDB Flutung mindestens mit Blasensiedebedingungen"* an der Außenseite und bei drucklosem RDB aufzeigen.
- Eigene Überschlagsrechnungen von einem der Autoren dieses EMO 3&4 Berichtes lieferten das Ergebnis, dass die Nachzerfallswärme plus die exotherme Wärme aus der Zirkon-Wasser-Reaktion nur dann erfolgreich abgeführt werden kann, wenn Blasensieden als Wärmeübertragungsmechanismus vorliegt. Mit Wärmeübergang durch Filmsieden, wo die äußere Oberfläche höher liegt als die Leydenfrost Temperatur (kritische Wärmestromdichte Bedingungen), ist dies nicht möglich; das heißt die Temperaturen der RDB Wandung würden weiter ansteigen und durch Abnahme der Festigkeitswerte zum RDB Versagen führen.
- Wie Okkonen berichtet, war Blasensieden offensichtlich auch die Voraussetzung dafür, dass die Strukturanalyse eine Integrität für den Loviisa WWER-440-RDB ergab. Es wird

berichtet, dass die Analysen zeigten, "dass auch hoher Primärsystemdruck aufrechterhalten werden könnte, wenn an der unteren RDB Außenfläche die Bedingungen des Blasensieden erhalten bleiben". Im Falle einer kritischen Heizflächenbelastung (Filmsieden) ist die RDB Integrität gefährdet.

- Eine "Kriechversagens-Analyse mit Finiten Elementen zeigte, dass Hochdruckszenarien nicht aufrechterhalten werden könnten und große Unsicherheiten bezüglich der RDB Versagenszeiten aufgrund der hohen Temperaturgradienten über der unteren RDB Wand bestehen."

Ein wichtiger Folgebericht zu dem oben angeführten Okkonen-Dokument ist das Dokument von Asmolow et al. (2001), das sich mit dem RASPLAV Projekt befasst, aus dem ein informativer Teil der "Hintergrund Information" im Folgenden zitiert wird:

"Das Konzept zur Verhinderung der Ausweitung eines schweren Unfalls in einem RDB eines Leichtwasserreaktors (LWR) niedriger Leistung durch externe Kühlung wurde als attraktive Unfallmanagement-Maßnahme erkannt. Das Konzept hat durchaus Charme, weil die Ausweitung des schweren Unfalles auf das Äußere des RDB und die daraus folgende größte Bedrohung für die Containment Integrität verhindert werden."

"Das letzte Konzept wurde für den Loviisa Druckwasserreaktor (DWR) in Finnland untersucht und es wurde als Management-Maßnahme für schwere Unfälle von der finnischen Aufsichtsbehörde STUK akzeptiert. In den USA wendet das Design des fortschrittlichen passiven Reaktors AP-600 RDB Flutungen von Außen als Unfallmaßnahme an. Das Rückhaltekonzept für Schmelze im RDB ist auch für den Zion DWR6 und für einen SWR untersucht worden."

"Die RASPLAV Projekt, das im Juli 1994 gestartet wurde, beschäftigt sich mit Kernschmelze, wie sie in typischen Unfällen auftreten würde, d.h. mit einer Mischung von UO₂-ZrO₂-Zr bei typischen Temperaturen, d.h. von 2500 bis 2700 ° C" (Zitat von Seite 2).

Integrale und separierte Effekte wurden in Tests mit Kernschmelzen betrachtet, um verschiedene Phänomene einer Kernschmelze im unteren Bereich eines Gefäßes zu untersuchen (integral and separate effect tests).

Auf Seite 6 werden "noch zu lösende Herausforderungen im Bereich der Kühlbarkeit einer „in-vessel“ Kernschmelze" angesprochen. Zitat "Bei der Auseinandersetzung mit diesem Thema, sollte von Anfang an bemerkt werden, dass es klar war, dass die RASPLAV Kernschmelze Experimente keine Ergebnisse liefern konnten, die direkt auf typische Unfall Bedingungen angewandt werden konnten".

- Auf Seite 7 sind "die restlichen Quellen von Unsicherheiten" mit dem Kernschmelzverhalten in folgende Bereiche unterteilt:
- Unsicherheiten bei der Pool-Bildung und den Anfangsbedingungen im unteren Plenum, die Anlagen- und Unfallsequenz abhängig sind (Randbedingungen, Relokationspfade, Masse und das Timing der Metalle und deren Oxydverlagerung, räumliche Verteilung der Schmelzen Zusammensetzung, etc.).
- Unsicherheiten aufgrund der unzureichenden Kenntnis der Chemie und Interaktion der Corium Schmelze (Schichtung, Krustenbildung, Verteilung von Uran, intermetallischen Reaktionen, usw.) beeinflussen die Vorhersage der Schmelze Schichtung und Uran-Abtrennung.
- Unsicherheiten der aktuellen Kenntnisse der Materialeigenschaften (die wichtigste ist die Dichte) erlauben nicht, Auswirkungen der relativen Metall- und Oxidschichten Konfiguration in Abhängigkeit von der Corium Zusammensetzung und Temperatur zu quantifizieren.
- Unsicherheiten im Verhalten der Schmelze Komponenten (z. B. Borcarbid, Spaltprodukte) im Corium bei hohen Temperaturen (Verteilung von Schichten und Phasen, Verdunstung, Verteilung der Nachzerfallswärme).

Eine abschließende Schlussfolgerung in dem oben erwähnten Bericht lautet:

"Im Allgemeinen bestimmen die phänomenologischen Aspekte der Corium Rückhaltung im Behälter deren Durchführbarkeit. Unsere Wissensbasis in Bezug auf diese Phänomene, die mit dieser Thematik der Rückhaltung im Behälter zusammenhängen, ist in Tabelle 3 dargestellt." (Details siehe Anhang III, Kurzfassung Tabelle 6-1).

Wie aus der genannten Tabelle zu ersehen ist, ist die Wissensbasis in Bezug auf Phänomene eher begrenzt. Von 35 Phänomenen wird die Wissensbasis von 17 als "begrenzt" bewertet, von 11 als "angemessen", zwei sind mit "gut" bewertet, 5 Phänomene werden angesprochen, aber nicht bewertet (siehe folgende Tabelle)

Tabelle 6-1: Bewertung der Wissensbasis zu Phänomenen schwerer Unfälle

Themen zum schweren Unfall	Bewertung (begrenzt, angemessen, gut) der Wissensbasis zu spezifischen Phänomenen (unter Angabe der Anzahl)
Nachwärme und Spaltprodukte:	3 begrenzt, 1 angemessen
Thermohydraulik der Schmelze:	2 begrenzt, 2 angemessen, 1 gut
Wärmestromabfuhr:	1 begrenzt, 2 angemessen, 1 gut
Szenarien zur Verlagerung der Schmelze:	4 begrenzt, 1 angemessen
Zusammensetzung und Chemie der Schmelze:	5 begrenzt, 1 angemessen
Versagensarten des Behälters:	3 angemessen, 3 Phänomene nicht bewertet: Kriechsimulation und Niederdruckversagen, bestrahlter Behälter
Transienten:	2 begrenzt, 1 angemessen, 2 Phänomene nicht bewertet: Schmelzestrahlbildung und Fragmentierung

Das Resümee von Asmolow et al. (2001) liest sich:

"Weitere Experimente sind erforderlich, um einige der wichtigsten der vorgenannten Unsicherheiten zu reduzieren. Unter ihnen sind: Corium Verhalten bei prototypischen Bedingungen, einschließlich des Verhaltens von Stahl-Komponenten in der Schmelze (Schichtung und Interaktionen), Einfluss oxidierender Atmosphäre über der Oberfläche der Schmelze, und Schmelzen-Pool Kühlbarkeit durch Wasserzugabe. Ein eigenes Phänomen stellen das Verhalten der Spaltprodukte (Separierung zwischen den Schichten und Phasen) und deren Ausscheidung aus der Hochtemperaturschmelze dar."

Die aktuelle Wissensbasis ist nicht ausreichend und systematische Untersuchungen sind erforderlich, um Unsicherheiten zu reduzieren, so dass das Vertrauen in die Machbarkeit der Rückhaltung im RDB für Kernkraftwerke mittlerer Leistungen erhöhte werden kann und sorgfältige Untersuchungen für Kraftwerke mit hoher Leistung durchgeführt werden können.

Die Literaturrecherche deckte einen sehr interessanten Bericht auf, der sich besonders auf den WWER-440/213 Reaktor und damit auf EMO 3&4 bezieht (Tuomisto et al. 2003). Alle drei Betreiber von WWER-440/213 Reaktoren wurden in diesem Projekt mit Namen VERSAFE beteiligt. Von der slowakischen Seite war Slovenske Elektrarne ein Partner.

Abschließendes Zitat aus dem Bericht (Tuomisto et al. 2003): *"Die Entwicklung der anlagen-spezifischen SAM Ansätze während VERSAFE ergaben klar, wo weitere Untersuchungen notwendig wären, um die Anlagen in ihrer Entscheidung zu unterstützen. Spezifische Empfehlungen für die zukünftige Forschung wurden für viele Schwere Unfall-relevante Bereiche angegeben. Im Bezug auf Vermeidungsstrategien im Containment empfiehlt VERSAFE, dass eine weitergehende umfangreiche Validierung der Codes, die auf das „Bubble Condenser Containment“ angewendet werden sollen und die Quellterm Analyse sichergestellt werden müssen. Um die Machbarkeit der IVR in der Bubble Condenser Konfiguration zu schaffen, wurden sechs spezifische Forschungsschwerpunkte identifiziert (siehe Anhang IV). Viele der Schwerpunkte beziehen sich auf die Mechanismen zur Sicherstellung der rechtzeitigen Flutung der Reaktorgrube in dem Bubble Condenser Containment“.*

Der folgende Bericht befasst sich mit jüngsten Bemühungen für fortgeschrittene Leichtwasserreaktoren. Rempe et al. (2005) berichtet über IVR-Untersuchungen für Leichtwasserreaktoren mit hoher Leistung in den Vereinigten Staaten und Korea.

Zitat aus der Zusammenfassung: *„Rückhaltung der Kernschmelze im Behälter (IVR) ist eine zentrale Management Strategie für schwere Unfälle, die von einigen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken übernommen und für einige fortschrittliche Leichtwasserreaktoren (ALWRs) vorgeschlagen wurde. Wenn es keine ausreichende Kühlung während eines Reaktorunfalls gibt, könnte eine signifikante Menge von Kernmaterial schmelzen und sich in das untere Plenum des RDB verlagern, wie es in dem von Three Mile Island Block 2 (TMI-2) Unfall passiert ist. Wenn es möglich ist, den RDB Unterteil zu erhalten, so dass die verlagerten Kernmaterialien innerhalb des Gefäßes bleiben, kann die damit verbundene erhöhte Sicherheit dieser Anlagen Bedenken eines Versagens des Containments und damit verbundenen Risiken verringern. Zum Beispiel die Erhöhung der Sicherheit von der Westinghouse 600 MWe DWR (AP600), die auf externen Reaktor Behälter Kühlung (ERVC) für IVR setzt, erlangte in der US Nuclear Regulatory Commission (NRC) die Genehmigung des Designs, ohne dass bestimmte konventionelle Merkmale wie üblich bei bestehenden Leichtwasserreaktoren, verlangt wurden. Es ist jedoch nicht klar, ob derzeit vorgeschlagene externe Reaktorbehälter Kühlung (ERVC) ohne zusätzliche Erweiterungen eine ausreichende Wärmeabfuhr für leistungsstärkere Reaktoren (bis zu 1500 MWe) bieten könnten.“*

Zusammenfassung der Unterlagenbewertung betreffend IVR

Die Durchsicht der oben genannten Dokumente machte klar, dass der IVR (Kern Rückhaltung im RDB) Management-Ansatz im Fall eines schweren Unfalls in einem LWR bereits seit über 20 Jahren in der Diskussion und Untersuchung ist. Eine Menge Wissen ist zu diesem Thema angesammelt worden, aber es gibt immer noch eine Menge zu untersuchen und es bestehen immer noch Wissenslücken und Unsicherheiten. Das IVR muss einen anlagenspezifischen Ansatz haben, um zuverlässige Ergebnisse zu erhalten; dies setzt die Kenntnis anlagenspezifischer Daten voraus. Diese Daten beziehen sich z.B. auf Material, Alterung und Versprödung des RDB, thermohydraulische Daten von Sicherheitssystemen, tatsächliche Abmessungen von Strukturen und Komponenten, Daten für die mögliche Überwachung, Daten von Messeinrichtungen und einiges mehr.

Offene Fragen ergeben sich in Bezug auf den für EMO 3&4 propagierten Ansatz zum Management schwerer Unfälle im slowakischen Stress-Testbericht und aus früheren bilateralen Gesprächen. Warum hat weder der slowakische Betreiber noch die slowakische Behörde in ihrem Stress-Testbericht auf die oben genannten Berichte (Okkonen 1994 und Asmolow et al. 2001) und auf ihren eigenen VERSAFE Endbericht für WWER-440/213 Reaktoren (Tuomisto 2003) verwiesen, wo der slowakische, der tschechische und der ungarische Betreiber als Partner beteiligt waren? Im ungarischen Stress-Testbericht (Stress-Test H final 2011) wurde mitgeteilt, dass im finnischen Kernkraftwerk Loviisa IVR als SAMG bereits implementiert ist. Aber es sind keine Informationen darin enthalten, die zu einer technische Rechtfertigung enthalten, die teilweise in den Okkonen- und Asmolow-Berichten sowie auch im VERSAFE Final Synthesis Report angesprochen werden.

Der Bericht von Rempe et al (2005) gibt einen Einblick in neueste Untersuchungen IVR für fortgeschrittene LWR. Bis jetzt ist kein VERSAFE Follow-up Ergebnis für die WWER-440/213 Reaktoren in der offenen Literatur zu finden sind. Die CERES-Versuchsanlage der Ungarn soll Teil dieses VERSAFE Projektes sein. Allerdings wurden auch davon keine neueren Versuchsergebnisse bekannt. In bilateralen Treffen sollte die technische Rechtfertigung für die Implementierung des IVR eine spezifische Frage sein, die von österreichischen, tschechischen, slowakischen und ungarischen Vertretern diskutiert werden sollten.

6.4.4 RDB Kühlung von außen - Werkstoffverhalten

“Katastrophales Versagen” (Bersten) des Reaktordruckbehälters (RDB) würde mit hoher Wahrscheinlichkeit zu einem schweren Unfall mit massiven radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führen, da die umgebenden Schutzbauwerke (Confinement plus Kondensationssystem) dafür nicht ausgelegt sind. Die Wahrung der Integrität des RDB hat deshalb als vorrangige Sicherheitsaufgabe zu gelten. Wie in Kromp et al. (2011), Kap 6, ausführlich dargelegt, ist der Reaktordruckbehälter zu qualitätsmindernder Versprödung führenden Alterungsvorgängen unterworfen, insbesondere bewirkt betriebsbedingte Neutronenbestrahlung der Reaktordruckbehälterwand mit zunehmender Betriebsdauer steigende Anfälligkeit für Spröbruch, der durch störfallbedingte Hochdruckeinspeisung von relativ kaltem Kühlwasser (mit maximal möglicher Vorwärmung auf 55°C) in den noch unter Druck stehendem und noch heißem RDB (rund 300°C) ausgelöst werden kann. Entlang dem sich durch die Abkühlung von innen nach außen aufbauenden Temperaturgradienten von 55°C bis 300°C und der dadurch hervorgerufenen unterschiedlichen Materialausdehnung können erhebliche Materialspannungen entstehen, die diejenigen durch den Innendruck bewirkten verstärken und zum Bruch des möglicherweise bereits hinreichend degradierten Behälters führen können.

Risikomindernde Maßnahmen wie zusätzlicher Schutz der Druckbehälterwand durch Abschirmkassetten ("low leakage core") und die Erhöhung der Notkühlwassertemperatur auf 55°C kommen gelegentlich zum Einsatz. Zur KKW-Type WWER440/213 im allgemeinen und zu Mochovce im Besonderen stellte sich im Zuge der seitens Österreichs veranlassten Untersuchung der Sicherheit des KKW Mochovce, Block1 heraus, dass zwar gegenüber dem Vorläufermodell WWER440/230 hinsichtlich der Spröbruchneigung die Stahllegierung verbessert werden konnte, jedoch die – für sich alleine betrachtet wünschenswerte – beträchtliche Kapazitätserhöhung des Hochdruck-Notkühlsystems eine wesentlich schnellere und stärkere Abkühlung der RDB-Wand bewirkt und damit den Thermoschock befördert (Kromp et al. 1998, Kroes et al. 1998, Hofer et al. 2001).

In den Stress-Testberichten der WWER-440er betreibenden Staaten (Finnland, Slowakei, Tschechien und Ungarn) wurde dieses wichtige Phänomen überhaupt nicht (Stress-Test SR final 2011, Stress-Test SF final 2011) oder nur marginal (kurze Erwähnung an einer Stelle) behandelt (Stress-Test CR final 2011, Seite 14; Stress-Test H final 2011, Seite 32).

In den Stress-Test Peer-Reviewberichten der genannten Staaten (Stress-Test CR peer 2011, Stress-Test H peer 2011, Stress-Test SF peer 2011, Stress-Test SR peer 2011) wird diese schwerwiegende Problematik durchgängig nicht behandelt.

Im Lichte der Katastrophe von Fukushima wird verstärkt auf Einschluss einer allfälligen Kernschmelze im RDB gesetzt. Dies soll durch Flutung der Reaktorgrube zwecks Hintanhaltens des Durchschmelzens des unteren RDB-Bereichs erreicht werden.

Es existiert dazu bereits eine umfangreiche Literatur, aus der mehr offene als gelöste Probleme ersichtlich sind, siehe Appendix III "Knowledge base associated with the in-vessel-core-melt-retention issue" (Asmolow et al. 2001). Eine wesentliche Forderung beinhaltet eine hinreichend frühzeitig einsetzende, effiziente Kühlung von außen der sich unter Einfluss der Kernschmelze durch Strahlung, Konvektion und Wärmeleitung zunehmend von innen her in Richtung deren Schmelztemperatur aufheizenden Behälterwand. Die Kühlung würde durch außen der Wandung entlang strömendes Wasser bzw. Wasser-Dampfgemisch bis maximal Siedetemperatur etwa 100°C erfolgen. Es wird zwar angenommen, dass eine Druckent-

lastung des RDB bereits stattgefunden hat. Allerdings könnte man es hier mit erheblichen, verglichen mit dem obigen Notkühlfall viel größeren Temperaturgradienten und damit ebenfalls hohen Materialspannungen zu tun haben – jetzt von außen nach innen, sowie auch entlang der Behälterwand von unten nach oben.

Wie im obigen Bericht aufgelistet, wurden für das Projekt EMO 3&4 eine Reihe offener Fragen identifiziert, denen im Lichte von Fukushima besondere Bedeutung zukommt, Fragen wie Umfang der Sprödbruchsicherheitsanalysen (PTS-Analysen), Liste der eine Sprödbruchsicherheitsanalyse erfordernden hypothetischen Unfallszenarien, konservative Annahmen, Häufigkeit der zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen der Rundnähte am RDB und der Plattierung im Bereich des Reaktorkerns, Voreilproben-Bestrahlungsprogramm zur Überwachung der Versprödung sowie Publikation der Testergebnisse des Voreilproben-Bestrahlungsprogramms.

Resümee: Der Kompensation der offensichtlich nicht ausreichenden Auslegungsbasis durch die angestrebten Maßnahmen der Rückhaltung von Kernschmelze im RDB mit Hilfe von Außenkühlung stehen ungelöste Problemfelder der Thermohydraulik sowie der Werkstoffeigenschaften entgegen: Rechtzeitigkeit der Kühlung von außen mit fraglicher Wirksamkeit bis hin zu massiven Zerstörungen durch Dampfexplosionen sowie Festigkeitsgrenzen des RDB bei hohen Temperaturen (Durchschmelzen) bzw. durch Neutronenbestrahlung bedingte Zunahme der Empfindlichkeit des RDB gegen plötzliche Abkühlung durch Notkühlsysteme (Bersten unter Thermoschock).

7 Schlussfolgerungen und Empfehlungen

Für die Beherrschung schwerer Unfälle mit Kernschmelze ist kein Reaktor der Generation II ausgelegt. Bei Mochovce 3&4 kommt hinzu, dass die WWER-440/213 bezüglich ihrer Sicherheitshülle zu den schwächsten der Generation II gehören, weil sie nicht mit einem Containment, sondern nur mit einem Confinement mit Druckunterdrückungssystem ausgestattet sind, weil sie darüber hinaus Zwillingseinheiten mit gemeinsamer Reaktorhalle darstellen alle vier Reaktoren des Standortes eine gemeinsame Turbinenhalle besitzen.

In Hinblick auf die Eingrenzung schwerer Unfälle mit Kernschmelze ist Mochovce 3&4 vor eine enorme Herausforderung gestellt:

- Es ist zu befürchten, dass am Standort Mochovce die Erdbebengefahr systematisch unterschätzt wird. Ihre Überprüfung unter Beiziehung internationaler unabhängiger Experten wäre unabdingbar erforderlich, um das Ausmaß allenfalls erforderlicher Ertüchtigung im KKW beurteilen zu können.
- Wie aus Fukushima ersichtlich, muss die Erdbebensicherheit der für den Notfall wesentlichen Infrastruktur überprüft und ebenfalls den Erfordernissen angepasst werden.
- Da man weiß, dass eine Kernschmelze außerhalb des Reaktordruckbehälters unweigerlich zum Versagen des Confinements führt, hat die Vermeidung eines derartigen Unfalls höchste Priorität.
- Der Nachweis der Funktionsfähigkeit und Verlässlichkeit der Maßnahmen zum sicheren Einschluss eines Kerns im Reaktordruckbehälter unter Unfallbedingungen mit Kernschmelze ist daher in Mochovce von nicht zu überschätzender Bedeutung.
- In den Stress-Tests wurden nur schwere Unfälle an einem Block ohne Auswirkungen auf Nachbarblöcke angenommen und es wurde auch gleichzeitiges, gleichartiges Versagen in mehreren Blöcken nicht betrachtet. Die Unfallszenarien, die Analysen und die Maßnahmen wären daher im Lichte von Fukushima unbedingt auszuweiten.
- Angesichts dieses Befundes ist zu fordern, dass alle genannten Maßnahmen vor Inbetriebnahme gesetzt werden, und dass die Genehmigung jeweils mit zeitlicher Befristung erteilt wird, damit neuere Erkenntnisse laufend berücksichtigt werden können.
- Fukushima zeigt, dass die Behörde auch für die Einführung und Umsetzung adäquater Maßnahmen im Fall des schweren Unfalles mit Kernschmelze zuständig sein muss. Dies schließt die Sicherstellung regelmäßiger Trainingskurse zum Management schwerer Unfälle für das KKW-Betriebspersonal ein.

8 Literatur

- Aargauer Zeitung (2011): Aargauer Zeitung, AKW-Debatte. Jetzt erwarten die AKW-Betreiber deutlich mehr Cyber-Angriffe. Aktualisiert 03.04.11; DL120424
<http://www.aargauerzeitung.ch/schweiz/jetzt-erwarten-die-akw-betreiber-deutlich-mehr-cyber-angriffe-106667061> (letzter Zugriff: 24.09.2012)
- Acton J.M. and M. Hibbs (2012): Why Fukushima was preventable, James M. Acton and Mark Hibbs, Carnegie Endowment, March 2012.
- Andreev, I., Andreeva, I., Giersch, M., Kromp, W., and Kromp-Kolb, H. (2012): The role of Societal Context in Severe Technical Accidents. Paper presented at the International Disaster and Risk Conference (IDRC) 26–30 August 2012, Davos, Switzerland.
- Asmolow et al. (2001): Challenges Left in the Area of In-Vessel Melt Retention, V. Asmolov, N. N. Ponomarev-Stepnoy, V. Strizhov, B. R. Sehgal, Russian Research Center “Kurchatov Institute”, Moscow, Russia, Institute of Nuclear Safety (IBRAE), Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, Nuclear Engineering and Design, Volume 209, Issues 1–3, November 2001, Pages 87–96, <ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp5-euratom/docs/08-invexv.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- BBC News (2011): BBC News Asia-Pacific, Japan defence firm Mitsubishi Heavy in cyber attack. 20.09.2011; DL 120424, <http://www.bbc.co.uk/news/world-asia-pacific-14982906> (letzter Zugriff: 24.09.2012)
- CNSC (2012): Canadian Nuclear Safety Commission, Cyber-Sicherheit in Kernkraftwerken. Cyber-Sicherheit in Kernkraftwerken. 24. Februar 2012; DL 24.04.2012
<http://nuclearsafety.gc.ca/eng/mediacentre/updates/2012/February-24-2012-cyber-security-and-nuclear-power-plants.cfm> (letzter Zugriff: 24.09.2012)
- Broughton, J. M., Kuan, P., Petti, D. A., Tolman, E. L. (1989): A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident, Nuclear Technology, 87, No.1, August 1989, S.34
- Cvan, M. and D. Šiko (2009): Design Modifications of the Mochovce 3&4 Dedicated to Mitigation of Severe Accident Consequences, Providing Conditions for Effective SAM", presented at the OECD/NEA Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures (ISAMM 2009), Schloss Böttstein, Switzerland, 26-28 Oct. 2009, <http://sacre.web.psi.ch/ISAMM2009/ISAMM09/papers/Session%207%282,12,21%29/paper%207.3%2821%29Cvan.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012) (paper), <http://sacre.web.psi.ch/ISAMM2009/ISAMM09/Presentations/Session%207%282,12,21%29/Paper%207.3%281%29Cvan,Siko.pdf>
<http://sacre.web.psi.ch/ISAMM2009/ISAMM09/Presentations/Session%207%282,12,21%29/Paper%207.3%281%29Cvan,Siko.pdf> (presentation viewgraphs) (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- De Landgraaf, Arjen (2012): READ – Risk Exposure Awareness and Deflection – creating an organization-wide risk awareness program. Bricade Ltd, New Zealand. Paper presented at the International Disaster and Risk Conference (IDRC) 26–30 August 2012, Davos, Switzerland.
- Decker, K., Beidinger, A. & Hintersberger, E. (2011): Aktive Störungen im Wiener Becken und das größte nachgewiesene Erdbeben nördlich der Alpen (M~7). Lecture for the Austrian Geological Survey, January 18th 2011.

- Der Spiegel (2011): Der Spiegel 12/2011, Atomkraft. Landkarte des Schreckens. ... Nur unzureichend sind die AKW gegen Erdbeben, Flugzeugabstürze oder Cyberattacken geschützt. 21.03.2011; DL 120424, <http://www.spiegel.de/spiegel/print/d-77531730.html> (letzter Zugriff: 24.09.2012)
- DreiSat Mediathek (2010): 3sat Mediathek, Stuxnet greift an. Cyber-Attacke auf Kraftwerke und Industrieanlagen: Das Virus Stuxnet könne zwar gewaltigen Schaden anrichten, aber nicht die Kernsysteme eines Atomkraftwerkes außer Gefecht setzen. Bericht v. 28.09.2010; DL 24.04.2012, <http://www.3sat.de/mediathek/?display=1&mode=play&obj=20595> (letzter Zugriff: 24.09.2012)
- Elter József, Éva Tóth and Gábor Lajtha (2009): Development of the SAM strategy for Paks NPP on the basis of Level 2 PSA <http://sacre.web.psi.ch/ISAMM2009/ISAMM09/papers/Session%202%2816,1,22,24,13,25%29/Paper%202.5%2813%29Toth.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- ENSREG (2011): European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG), EU "Stress-Tests" Specifications, 31 May 2011, http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20tests%20specifications_1.pdf (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- European Commission (2007): Commission decision of the 17 July 2007 on establishing the European High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management. 2007/530/Euratom, <http://eur-lex.europa.eu/LexUriServ/LexUriServ.do?uri=OJ:L:2007:195:0044:0046:EN:PDF> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Ezsol et al. (2010): Ezsol, G., Baranyai, G., Pernecky, L., Szabados, L., Tóth, I. (2010): Modelling of external cooling for in-vessel corium retention in WWER-440/213 Type nuclear power plants, Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE 18, May 17-21, 2010, Xi'an, China
- Felix, E. and N. Dessars (2003): Severe Accident Management Development Program for WWER-1000 and WWER-440/213 Based on the Westinghouse Owners Group Approach, Westinghouse Electric Europe S.A., Nivelles, Belgium, presented at the International Conference Nuclear Energy for New Europe 2003, Portorož, Slovenia, 8-11 September 2003, <http://www.djs.si/proc/port2003/pdf/303.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Fukushima, J., (2010): Seismic safety requirements for NPP and experience feedback in Japan. JNES, International Technical Meeting on Seismic Safety of NPPs, Roma, 25.-26.3.2010
- GRS (2011a): Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 50667 Köln, Deutschland: Epizentrum des Erdbebens vom 11.03.2011, http://www.grs.de/sites/default/files/images/Japan_Erdbeb_1.png (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- GRS (2011b): GRS mbH Köln: Gemessene Dosisleistungen an ausgewählten Messpunkten in Fukushima Daiichi - Daten des Betreibers TEPCO vom 12. bis 31.03.2011, http://fukushima.grs.de/sites/default/files/Radiation-Data_20110330-8000-Daiichi.pdf (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- GRS (2012a): GRS mbH Köln: Zustand des Kernkraftwerks in Fukushima I (Dai-ichi) am 19. Januar 2012 um 06:00 (MEZ) nach JAIF, Japan Atomic Industrial Forum, Inc., übersetzt durch GRS mbH, Köln,

http://fukushima.grs.de/sites/default/files/Status_KKW_Fukushima_Daiichi_19_01_2012_1400.pdf (letzter Zugriff: 18.04.2012)

- GRS (2012b): GRS mbH Köln: Status of the efforts towards the Decommissioning of Fukushima Daiich Unit 1 through 4. As of February 17th, 2012. (Estimated by JAIF), http://fukushima.grs.de/sites/default/files/Decommissioning_20120217.pdf (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Guardian (2011): <http://www.guardian.co.uk/world/2011/dec/16/fukushima-cold-shutdown-japanese-pm1> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Gutdeutsch, R., (1995): Seismic Risk Assessment at Mochovce NPP site. Public Participation Procedure, Comments of the Austrian Government, February 1995
- Gutdeutsch, R., (1991): Gutachten über die seismische Gefährdung des KKW Bohunice / CSFR. Bewertung der Sicherheit des Kernkraftwerkes Jaslovske Bohunice, Juni 1991
- Hinzen et al. (1999): Hinzen Klaus-G., Horváth Ferenc, Tóth Laszló, Dövényi Péter, Csontos László, Zsiros Tibor, Kohlbeck Franz, Lahodynsky Roman, Lomnitz Cinna, Prelogovic Eduard, Kuk Vlado, Tomljenovic Bruno, Suhadolc Peter, Kromp Wolfgang (Projektleiter): „Walkdown II Follow-Up: Site-Related Seismicity of Mochovce NPP“, Institute of Risk Research of the Academic Senate of the University of Vienna, Risk Research Report 33; Funded by The Austrian Federal Chancellery, Grant No. 480.015/45-IV/A/8/99, Vienna, December 1999
- Hofer et al. (1999): Hofer P., Kromp W., Lahodynsky R., Seidelberger E., Sholly S., Tweer I., Weimann G. (1999): Bohunice V-1 NPP, Reconstruction measures: IAEA experts' meeting concerning the „Gradual Reconstruction“ of Bohunice V-1 NPP, July 12 – 16, 1993, Piestany (Risk Research Report 29a)
- Hofer et al. (2001): Hofer Peter, Kromp Wolfgang, Meyer Norbert, Seidelberger Emmerich, Tweer Ilse: Walkdown II Follow-up: Integrität des Reaktordruckbehälters im KKW Mochovce 1: Absicherung der Ergebnisse des Walkdown II und unterstützende Begleitung der IAEO-Untersuchung. Institute of Risk Research of the Academic Senate of the University of Vienna, Risk Research Report 34; Funded by The Austrian Federal Chancellery, Grant No. GZ 480.015/22-IV/A/8/98 bzw. 480.015/48-IV/A/8/99, Vienna, December 2001
- IAEA (2000): IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Requirements, Vienna 2000, ISBN 92-0-101900-9, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1099_scr.pdf
- IAEA (2003): IAEA-TECDOC-1352, Application of simulation techniques for accident management training in nuclear power plants, May 2003, ISBN 92-0-103903-4, ISSN 1011-4289, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1352_web.pdf
- IAEA (2009a): IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.15, Severe Accident Management Programmes For Nuclear Power Plants, Safety Guide, Vienna 2009, ISBN 978-92-0-112908-6, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1376_web.pdf
- IAEA (2009b): IAEA Safety Standards Series, General Safety Requirements Part 4 (GSR-4), Safety Assessment for Facilities and Activities, May 2009, ISBN 978-92-0-112808-9
- IAEA (2011a): IAEA, Fukushima Daiichi Status Report, 10. November 2011, <http://www.iaea.org/newscenter/focus/fukushima/statusreport101111.pdf>
- IAEA (2011b): IAEA, Cold Shutdown Conditions Declared at Fukushima, Last update: 07 February 2012, <http://www.iaea.org/newscenter/news/2011/coldshutdown.html>

- IAEA (2012a): IAEA, One Year On, The Fukushima Nuclear Accident and Its Aftermath, Last update: 23 April 2012, <http://www.iaea.org/newscenter/news/2012/fukushima1yearon.html>
- IEA (2006): International Energy Agency, Slovak Republic: Energy Policy Review 2005, page 160, 2006, <http://www.iea.org/textbase/nppdf/free/2005/slovak.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- IRSN (2012): Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire: L'accident de Fukushima 1 an après: bilan des conséquences environnementales au Japon, February 28, 2012, http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/Les-accidents-nucleaires/accident-fukushima-2011/fukushima-1-an/Pages/2-bilan-consequences-environnement.aspx?dld=2ad3ed10-91b1-44dc-ad49-af4329541419&dwld=8048c94b-0d84-4009-bc16-a1ba54f33eab
- Janke et al. (1999): Janke, R., Amri, A., Duchac, A., Mattei, J.-M., Schulz, H & Wolff, H., 1999: Safety of the Mochovce NPP in comparison with Western safety requirements. Eurosafe, Paris,
- Kostka et al. (2002): Hydrogen Mixing analyses for WWER containment, Pal Kostka, Zsolt Techy; VEIKI Institute for Electric Power Research, James J. Sienicki; Argonne National Laboratory, ICON10-22206 <http://www.ipd.anl.gov/anlpubs/2002/02/42200.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Kroes et al. (1998): Kroes, B., J. Kohopää, H. Schulz, Y. Dragunov, M. Mayfield and R. Nanstad: Report on Experts' Meeting on Integrity and Brittle Fracture Safety Assurance of the Mochovce NPP RPV, IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 14 18 September, 1998
- Kromp et al. (1995): Public Participation Procedure NPP Mochovce: Walkdown, Important Follow-up Meetings and Preliminary Evaluation of the Riskaudit Report. Kromp W., Hofer P., Holubetz V., Lambright J., Meyer N., Pino G., Seidelberger E., Sholly S., Weimann G., Weiss G., Weselka D.
- Kromp et al. (1998): Kromp W., Hofer P., Andreev I., Bradford P., Budnitz R., Denton H., Flesch R., Hsu Y.-Y., Komurka M., Kopchinsky G., Lambright J., Meyer N., Minor G., Pino G., Scuka V., Seidelberger E., Sholly S., Steinberg N., Thraen S., Weimann G., Weiss G., Wüstenberg H., Zwicky P. (1998): NPP Mochovce Unit 1, Walkdown II, University of Vienna, Risk Report No. 19
- Kromp et al. (2011): Kromp, W., G. Kastchiev, R. Lahodynsky, N. Meyer und S. Sholly (2011): Das KKW-Projekt Mochovce 3&4 : Sicherheitsfragen. Im Auftrag des Amtes der Niederösterreichischen Landesregierung, Wien, März 2011
- Mainichi (2011): Strontium-90 found in the city of Yokohama, The Mainichi Daily News (12 October 2011)
- Majerus, Patrick (2012): ENSREG, Conclusions, Post-Fukushima stress tests peer review, Public meeting, Brussels, 17 January 2012, <https://www.felo.org/uploads/media/14-Conclusions-Majerus.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- METI (2004): Convention on Nuclear Safety, National Report of Japan for third Review Meeting, <http://www.meti.go.jp/english/report/downloadfiles/NISAreport3e.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- METI (2011a): Restricted Area, Deliberate Evacuation Area And Regions including Specific Spots Recommended for Evacuation, www.meti.go.jp/english/press/2011/pdf/0930_09b.pdf (letzter Zugriff: 18.04.2012)

- Misak (2009): IAEA Position and Current Trends in Licensing Analysis, Jozef Mišák, ÚJV Řež a.s., Meeting on LB LOCA BEPU for CAN-2, 27 February 2008, Pisa, Italy
- Misak (2010): Statement of Jozef Mišák (Nuclear Research Institute Rez plc), cited in Slovak Ministry of the Environment, Nuclear Power Plant WWER 4x 440 MW – The 3rd Construction, TED/STD/SE/EN/002/10, Rev. 0, February 2010, page 17, <http://www.vorarlberg.at/pdf/kkwmochovce-gutachtenvors.pdf>. (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Mochovce 3a4 (2011): JE MOCHOVCE/MOCHOVCE NPP 3. a 4. blok/Unit 3 and 4 , Finálna správa o záťažových skúškach Mochovce 3 a 4, 31/10/2011
- NAIIC (2012): The National Diet of Japan, The official report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission.
- NRC (2012): Cold Shutdown, <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/cold-shutdown.html> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- NSC (2001): Convention on Nuclear Safety, National Report of Japan for Second Review Meeting, <http://www.nsc.go.jp/NSCenglish/documents/conventions/2002.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- NSC (2007): Convention on Nuclear Safety, National Report of Japan for fourth Review Meeting, <http://www.nsc.go.jp/NSCenglish/documents/conventions/2007.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- NSC (2010): Convention on Nuclear Safety, National Report of Japan for fifth Review Meeting, <http://www.nsc.go.jp/NSCenglish/documents/conventions/2011.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Nucleonics Week (2011): Nucleonics Week, Vol. 52, Nr. 47, November 24, 2011
- Nucleonics Week (2012): Nucleonics Week, Vol. 53, Nr. 9, March 1, 2012
- Okkonen, T. (1994): In-vessel core debris cooling through external flooding of the reactor pressure vessel, Situation report of a group of experts, Committee on the safety of nuclear installations, OECD Nuclear Energy Agency, 1994, <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-6.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Omoto, A. (2011): Fukushima accident – an overview. FANR, Tokyo, 31.05.2011
- Rempe et al. (2005): J. L. Rempe, K. Y. Suh, F. B. Cheung and S. B. Kim: In-Vessel Retention Strategy for High Power Reactors, Final Report, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Bechtel BWXT Idaho, LLC, INEEL/EXT-04-02561, 2005, <http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/3028289.pdf>
- RIA (2011): <http://en.rian.ru/world/20111013/167664981.html> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Rollins and Wilson (2007): Rollins, John & Clay Wilson, Terrorist Capabilities for Cyberattack: Overview and Policy Issues. CRS Report for Congress, Order Code RL33123, Updated January 22, 2007
- Šabata, M. (2000): WWER 440/213 Containment* from the point of view of IAEA Requirements and Current European Practice, based on data from Dukovany, Bohunice and Mochovce NPPs & Phare Project PH 2.13/95, Dukovany NPP 03/2000; http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/32/011/32011699.pdf
- Safetyissues.com (2011): Safetyissues.com; Power Plants Vulnerable to Cyber Attack. First Comments 07.11.11; DL 120406, http://www.safetyissues.com/site/cyber_crime/power_plants_vulnerable_to_cyber_attack.htm (letzter Zugriff: 24.09.2012)

- Sehgal et al. (2004): Bal Raj Sehgal and Hyun Sun Park, "Pre-Project on Development and Validation of Melt Behavior in Severe Accidents", NKS-99, ISBN 87-7893-158-4, Sweden, June 2004
- Sheperd, D. (2011): Post Fukushima Stress Tests Peer Review, Topic 1 External Events. ENSREG, Brussels, 17.01.2012
- Sholly, St. (2012): Accident Progression, BOKU conference "1 Jahr nach Fukushima", March 8, 2012
- SNL (1991): Sandia National Laboratories, MELCOR 1.8.0: A Computer Code for Severe Nuclear Reactor Accident Source Term and Risk Assessment Analysis, NUREG/CR-5531, January 1991
- Steinberg et al. (1988): Štejnberg, V. V., Krestnikov, V. N., Bune, B. I., Šimůnek, P., Barták, V., 1988: Conclusions about Seismic Safety of the Nuclear Power Plant Bohunice. Bericht MS, Archive JEBO, Moscou-Prague
- Stohl et al. (2012): Stohl A., P. Seibert, G. Wotawa, D. Arnold, J. F. Burkhart, S. Eckhardt, C. Tapia, A. Vargas, and J. Yasunari (2012): Xenon-133 and caesium-137 releases into the atmosphere from the Fukushima Daiichi nuclear power plant: determination of the source term, atmospheric dispersion, and deposition. Atmos. Chem. Phys., 12, 2313–2343, 2012, www.atmos-chem-phys.net/12/2313/2012/ doi:10.5194/acp-12-2313-2012, © Author(s) 2012. CC Attribution 3.0 License. (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Stress-Test CR final (2011): Stress-Test Czech Republic, Final National Report, 31 December 2011, http://www.ensreg.eu/sites/default/files/CZ%20-%20National_Report_CZ.pdf (letzter Zugriff: 29.04.12)
- Stress-Test CR peer (2012): Stress-Test Czech Republic, Peer Review Report, 26 April 2012, <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Country%20Report%20CZ%20Final.pdf> (letzter Zugriff: 29.04.12)
- Stress-Test H final (2011): Stress-Test Hungary, Final National Report, 29 December 2011, http://www.ensreg.eu/sites/default/files/HUN_Nat_Rep_eng_signed.pdf (letzter Zugriff: 29.04.12)
- Stress-Test H peer (2012): Stress-Test Hungary, Peer Review Report, 26 April 2012, <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Country%20Report%20HU%20Final2.pdf> (letzter Zugriff: 29.04.12)
- Stress-Test SF final (2011): Stress-Test Finland, Final National Report, 30 December 2011, http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU_Stress_Tests_-_National_Report_-_Finland.pdf (letzter Zugriff: 29.04.12)
- Stress-Test SF peer (2012): Stress-Test Finland, Peer Review Report, 26 April 2012, <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Country%20Report%20FI%20Final.pdf> (letzter Zugriff: 29.04.12)
- Stress-Test SR final (2011): Stress-Test Slovak Republic, Final National Report, 31 December 2011, <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Slovakia%20Final%20national%20report%20.pdf> (letzter Zugriff: 29.04.12)
- Stress-Test SR peer (2012): Stress-Test Slovak Republic, Peer Review Report, 26 April 2012, <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Country%20Report%20SK%20Final.pdf> (letzter Zugriff: 29.04.12)

- Tages-Anzeiger (2011): Tages-Anzeiger, Stuxnet-Wurm. Die spektakulärsten Verbrechen im Netz. Aktualisiert 01.07.2011; DL 24.04.2012
http://www.tagesanzeiger.ch/digital/internet/Die-spektakulaersten-Verbrechen-im-Netz/story/25562369?dossier_id=838 (letzter Zugriff: 24.09.2012)
- Tanabe F. (2012): Fumiya Tanabe: Analyses of core melt and re-melt in the Fukushima Dai-ichi nuclear reactors. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 24 January 2012, 18-36. ISSN 0022-3131 print/ISSN 1881-1248 online,
<http://www.tandfonline.com/doi/pdf/10.1080/18811248.2011.636537> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- The Telegraph (2011): Fukushima caesium leaks 'equal 168 Hiroshimas',
<http://www.telegraph.co.uk/news/worldnews/asia/japan/8722400/Fukushima-caesium-leaks-equal-168-Hiroshimas.html>
- Tomek, Jozef (2011): Operation of Slovak NPPs in 2010 and Upgrading Programs. Bilateral Slovak – Austrian meeting, Košice, Presentation May 31 – June 1, 2011
- Tuomisto et al. (2003): H. Tuomisto¹, P. Lundström¹, R. Korhonen¹, J. Elter², M. Hladky³, J. Tomek⁴ and L. Fagula⁴; ¹ Fortum Nuclear Services Ltd, Vantaa, Finland, ² Paks NPP, Paks, Hungary, ³ Czech Energy Company, Dukovany, Czech Republic, ⁴ Slovenske Elektrarne, Bratislava, Slovakia: Concerted Utility Review of VVER-440 Safety Research Needs (VERSAFE). Abstract, FISA-2003. EU Research in Reactor Safety. 10-13 November 2003, EC Luxembourg,
ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp5-euratom/docs/fisa2003_3_verseafe_en.pdf (letzter Zugriff: 18.04.2012)
Final Synthesis Report, VERSAFE, Concerted Utility Review of WVER-440 Safety Research Needs,
<http://cordis.europa.eu/documents/documentlibrary/66631511EN6.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Wikipedia (2012): Stuxnet – RootkitTmphider. Download 20120424;
<http://de.wikipedia.org/wiki/Stuxnet> (letzter Zugriff: 24.09.2012)
- Wolf, J. R. (1993): TMI-2 Vessel Investigation Projekt Integration Report. Idaho National Engineering Laboratory, <http://library.iit.edu/govdocs/resources/NUREGCR6197part02.pdf> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Yasui M. (2012): Masaya Yasui, Current Status of Fukushima Dai-ichi NPS, International Experts Meeting on Reactor and Spent Fuel Safety in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Vienna, Austria, 19-22 March 2012).
<http://www.scribd.com/doc/86730285/Causes-and-Countermeasures-Masaya-Yasui-Deputy-Director-General-Nuclear-Safety-Regulation-Reform-METI> (letzter Zugriff: 18.04.2012)
- Zlatňanský, J. (2009): Nuclear in Slovakia, Head of Nuclear Oversight, ENEL, December 2009, http://www.kpk.gov.pl/pliki/9325/Jozef_Zlatnansky_09_12_2008.pdf (letzter Zugriff: 18.04.2012)

Appendix I

Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften

Wien, 30.05.2011

EMO 3&4 – Essential Measures for EMO 3&4 “Computer Security Issues”

G. H. Weimann
in Zusammenarbeit mit dem ISR

Einleitung

Die zunehmende Aufmerksamkeit, die der Sicherheit von Anlagensteuerung und Anlagenüberwachung geschenkt wird hat zu Überlegungen geführt, die zunehmend komplexere Bedrohungsszenarien in Betracht ziehen und von singulären Attacks in begrenztem Umfang und mit entsprechend begrenzten Auswirkungen beginnend, bis zum Ausschalten von Teilen der kritischen Infrastruktur reichen können.

Dazu wurden Sicherheitskonzepte für die Informationsverarbeitung und die elektronische Datenverarbeitung entwickelt, die auch in Normen und Vorschriften unterschiedlich behandelt und auf den verschiedenen Sicherheitsstufen eingeführt worden sind. Aus der Sicht internationaler Gremien, die sich mit Reaktorsicherheit befassen, muss auf viele Besonderheiten des Betriebs von kerntechnischen Einrichtungen speziell Rücksicht genommen werden.

Für die Inbetriebsetzung, den Betrieb, die Instandhaltung und Anlagenverbesserungen, sowie die Außerbetriebnahme der KKW- Blöcke in Mochovce sind entsprechende Vorkehrungen erforderlich. Sie werden zum einen den Vorgaben aus dem Normenkatalog ISO/IEC 27000 bzw. den älteren EN entsprechen müssen, aber auch den Anforderungen zu genügen haben, die aus den Richtlinien der IAEA folgen und auch aus den Untersuchungsergebnissen der OECD/NEA in diesem Themenbereich.

Bedrohungsszenarien, Gefährdungspotenziale, Verwundbarkeit, Risikomanagement

Fragen:

Welche Bedrohungsszenarien werden in EMO unterstellt?

- Welche Gefährdungspotenziale werden daraus abgeleitet, und welche Eintrittswahrscheinlichkeiten werden für die Anlage und/oder die einzelnen Blöcke daraus abgeleitet?
- Wie wird die Verwundbarkeit der Blöcke/Gesamtanlage daher aussehen und welche Einstufung erfahren dadurch die zu planenden, erforderlichen Interventionsoptionen und Gegenmaßnahmen?
- Wie werden die Aufbau- und Ablaufkonzepte für das Risikomanagement erstellt und implementiert?
- Welche begleitenden Unfallmanagementmaßnahmen werden eingeleitet und wie erfolgt die gemeinschaftlichen Krisenbewältigungsplanung und –abstimmung der relevanten Einsatzstäbe?

Management und Aufsichtsbehörde

Fragen:

Gesetzliche Vorgaben:

- Welche gesetzlichen Vorgaben sind zur Zeit für die Belange der EDV-Sicherheit in Kraft?
- Welcher Ergänzungs- und Änderungsbedarf wurde für die Belange der EDV-Sicherheit gegenwärtig identifiziert?
- Welcher Zeitrahmen ist für die Realisierung der erforderlichen legislativen Maßnahmen vorgesehen, welcher für die daraus entstehenden Durchführungsverordnungen?

Genehmigungsvorgang

- Welche Abläufe sind in die Genehmigungsprozeduren zusätzlich einzuplanen?
- Welche Sicherheitsstufen sind in den Genehmigungsverfahren von solchen Änderungen betroffen?
- Welche periodischen Überprüfungsvorgänge sind derzeit vorgeschrieben?
- Orientieren sich diese periodischen Überprüfungsvorgänge an Trainingskonzepten und an deren Verwirklichung, die Simulatortrainingsabläufen ähnlich aufgebaut sind und auch ablaufen?

Verantwortungsbereiche

- Die unter Umständen weitreichende Vernetzung von Computersystemen führt zu Einschränkungen für die Intervention in allen Bereichen, - wie wird diesen Randbedingungen von den Konzepten her Rechnung getragen?
- Seiteneffekte der Standardisierung von EDV-Einrichtungen und von „off-the-shelf“ EDV-Komponenten sind die breite Anwenderbeschäftigung mit den Funktionsweisen dieser Bauteile oder kompletten Rechereinheiten, - wie wird dieser Tatsache in der Freigabe von derartige Einrichtungen für den Betrieb mit unterschiedlichen Sicherheitsniveaus Rechnung getragen und in welcher Weise wird die Einhaltung der jeweiligen Sicherheitseinschränkungen verifiziert?

Sicherheitskultur und Computersicherheitskultur

Computerzuordnung

- Nach welchen Kriterien erfolgt die Zuordnung von EDV-Einrichtungen und -Komponenten zu unterschiedlichen Sicherheitsniveaus und damit Zugangsbeschränkungen?
- Wie wird diese Zuordnung von EDV-Einrichtungen und -Komponenten zu unterschiedlichen Sicherheitsniveaus und damit Zugangsbeschränkungen für den Normalbetrieb, die Wartung, den Tausch und die Aussonderung von Komponenten und insbesondere von Software aufrechterhalten? Welche Vorschriften kommen in diesem Zusammenhang zur Anwendung?
- Wie wird – in welchen Intervallen – die Gängigkeit des zur Anwendung kommenden Konzepts überprüft und für den Weiterbetrieb freigegeben?

Auslegungsgrundlagen

- Welche für die Computer-Sicherheit spezifischen Grundlagen werden bei den Spezifikationen für die Ausrüstung von EDV-Einrichtungen angewandt?
- Welche für die Computer-Sicherheit relevanten Abnahmeverfahren kommen für die Implementation der EDV hinsichtlich Hardware und Software zur Anwendung?
- Welche für die Computer-Sicherheit relevanten periodischen Überprüfungen kommen für die Implementation der EDV hinsichtlich Hardware und Software zur Anwendung?

Spezifikation der Sicherheitsanforderungen

Sicherheit der Rechner
 Sicherheit der Programmarchitektur
 Sicherheit der Anwendung
 Sicherheit von System- und Programmwartung
 Sicherheit von Ertüchtigungen und Systemaustausch

- Welche hochrangigen Kriterien, Vorschriften und Managementgrundlagen müssen für die genannten Teilbereiche der Computer-Sicherheit verbindlich angewandt werden?
- In welcher Form wird die konsistente Anwendung dieser Vorschriften von welchen Sparten der Aufsichtsbehörden geprüft?
- Welche Berichtsstruktur und welche Berichtslegung sind für die Computer-Sicherheit vorgesehen?
- Auf welchen Entscheidungsebenen beim Betreiber und auf welchen Entscheidungsebenen bei der Aufsichtsbehörde werden im Zusammenhang mit Computer-Security sog. „corrective actions“ erhoben, definiert und zur Einführung vorbereitet und implementiert?

Angreiferprofile

- Welche Angreiferprofile werden gegenwärtig als Entscheidungsgrundlage für die Computer-Security herangezogen?
- Welche periodischen und welche anlassbezogenen Überprüfungen der Ausgangsannahme der Computer-Security sind vorgeschrieben?
- Kommen bei der Berücksichtigung derartiger Änderungen verpflichtende, maximale Zeitvorgaben für die erforderlichen Änderungen zur Anwendung? Auf welcher Entscheidungsgrundlage werden diese Vorschriften erlassen? Wie wird deren intentionelle Entsprechung verifiziert?

Angriffsszenarien

- Welche Angriffsszenarien werden standardgemäß für die KKW-Anlagen in Mochovce unterstellt?
- Welche Angriffsszenarien werden spezifisch für einzelne KKW-Blöcke des KKW-Mochovce unterstellt?
- Welche Angriffsszenarien werden spezifisch hinsichtlich von den einzelnen KKW-Blöcken in Mochovce überschreitender Ereignisse unterstellt?
- Wurden/Werden auch Angriffsszenarien berücksichtigt, die sog. „distributed intelligence equipment“ betreffen und/oder auch sog. „embedded systems“?

- Welche Vorkehrungen aus Computer-Security werden für man-induced multiple/collective failure für „distributed intelligence equipment“ und/oder „embedded systems“ vorgesehen?

Ergebnisse und Interventionsvorgaben aus Risikoanalysen

- Liegen zurzeit zum KKW-Mochovce Ergebnisse zu Computer Security Analysen vor?
- Liegen zurzeit zum KKW-Mochovce Interventionsvorgaben zu Computer-Security-Annahmefällen vor?
- Wurden Computer-Security Risikoanalysen durchgeführt? Mit welchen Prämissen?
- Liegen Ergebnisse zu Computer-Security Risikoanalysen vor?
- Sind aus durchgeführten Computer-Security Risikoanalysen Interventionsszenarien abgeleitet worden?
- Haben diese Interventionsszenarien den grundsätzlichen Charakter von EOPs oder SAMGs?
- Welche Formen der Krisenmanagements und welche diesbezüglichen Prozeduren sind vorgesehen?
- Welche Formen der Krisenmanagements und welche diesbezüglichen Prozeduren sind in EMO schon in Kraft, - welche sind vorgesehen?
- In welcher Form, - außer administrativ im Management, - können Anpassungen, welche die Computer-Security erfordern würde, an den existenten Anlagenteilen – insbesondere der EDV – vorgenommen werden, wenn die Implementation des Computer-Security Konzepts parallel mit der Computer Implementation erfolgt, oder möglicherweise erst stattfindet, nach dem diese schon erfolgt ist?

Diese Fragen wurden nach Relevanz ausgewählt und sind eine Teilmenge aus dem Betrachteten!

Appendix II

Compliance of containment of WWER 440/V213 units in Slovakia with relevant international requirements

In der nachfolgenden Tabelle werden die Anforderungen der IAEA für in Betrieb befindliche Leichtwasserreaktoren verglichen mit den Maßnahmen, welche im WWER-440/213 beim Standort EMO 3&4 implementiert wurden – wie im Slowakischen Stress-Testbericht beschrieben – und kommentiert von den Autoren des ISR.

1. Compliance of upgraded WWER-440/V213 containment with the relevant IAEA safety requirements. Reference document: IAEA (2000)			
IAEA req.	Description of requirement	Relevant design measures implemented	ISR - COMMENT or QUESTION TO BE CLARIFIED FOR EMO 3&4 Are all design measures already implemented?
Design of containment system	<p>A containment system shall be provided in order to ensure that any release of radioactive materials to the environment in case of a design-basis accident (i.e. an accident against which the plant is designed) would be below prescribed limits.</p> <p>In addition, consideration shall be given to the provision of features for the mitigation of the consequences of severe accidents (i.e. very unlikely accidents involving significant core degradation), in order to limit the release of radioactive material to the environment.</p>	<p>MO3,4 containment is a leak-tight building made of robust concrete walls. The containment is equipped with a passive pressure suppression system (bubbler condenser), which allows to quickly reach sub-atmospheric containment pressure (with subsequent termination of releases) in case of design-basis accidents with loss of coolant.</p> <p>The great relevance given by IAEA to the mitigative capabilities of the NPP in case of a severe accident is evident in all the requirements that follow.</p>	<p>The term "leak tight building" is wrong and thus misleading (see below and for details: chapter 2.1.3 Limitations of the WWER-440/213 Confinement approach and Elter et al. 2009).</p> <p>The bubbler condenser cannot have this function. Only the sprinkler system enables to reach sub-atmospheric pressure in the Confinement if the sprinkler system is functional (enough power and coolant available and intact leak tight geometry).</p> <p>The passive bubbler condenser system is able to limit the maximum pressure in the Confinement as long as the coolant in the trays has not reached saturation temperature due to condensation. However when condensation capacity is terminated (satu-</p>

		<p>This shows that the preservation of containment integrity even in the case of a severe accident is a primary concern for nuclear safety. For this reason, following the IAEA guidance, the Mochovce 3-4 containment design has been recently improved by adding dedicated measures for coping with such scenarios.</p> <p>For all the accidents considered in the design, it has been demonstrated that the radiological consequences to the environment are below internationally recognized limits.</p>	<p>ration temperature in the pool is reached) pressure increase occurs if only the passive system is available. If the sprinkler system is operating, condensation efficiency is normally enough to decrease the pressure in the Confinement.</p> <p>Preservation of Confinement integrity under SA conditions appears not guaranteed without installation of filtered Confinement venting which is foreseen for NPP Paks (see Elter et al. 2009).</p> <p>A listing of improvements verified for Mochovce 3-4 Confinement to cope with severe accidents has to be made public and discussed.</p> <p>Demonstration of the Confinement capability for all (DBA and SA) scenarios in relation to limitation of radiological consequences is required and needs to be discussed.</p> <p>A revisit of the EMO 3&4 Confinement design case in the frame of an Austrian-Slovakian expert’s workshop has to be proposed.</p>
<p>Strength of containment structure</p>	<p>The strength of the containment structure shall be calculated with adequate margins.</p>	<p>With the safety improvements considered during the revision of the Basic Design, the Mochovce 3-4 containment design shows adequate design margins for both design-basis accidents (DBA) and severe accidents (SA). In particular, the resistance against severe accidents has been achieved through the safety improvements iden-</p>	<p>The Mochovce 3-4 design margins especially for severe accidents require substantiation and comprehensive argumentation on basis of practical tests and analyses performed.</p> <p>How all the relevant design – basis accidents for the Confinement were taken</p>

	<p>In calculating the necessary strength of the containment structure, natural phenomena and human induced events shall be taken into consideration.</p> <p>Provisions for maintaining containment integrity in case of a severe accident shall be considered. In particular, the effects of any predicted combustion of flammable gases (typically, hydrogen) shall be taken into account.</p>	<p>tified during the revision of the Basic Design. All the relevant design-basis accidents, including full rupture of the largest pipes of the reactor coolant system, have been taken into account in the containment design.</p> <p>External events (natural or man-made) have been identified on the basis of deterministic requirements and also on the basis of a probabilistic analyses, in accordance with international standards (IAEA, WENRA) and the national legislation valid in the Slovak Republic. All the external events for the containment design have been taken into account and translated into containment design conditions according to IAEA Safety Standards.</p> <p>The containment integrity during and after a severe accident is ensured by a set of dedicated design features which includes depressurization of reactor coolant system, coolability of degraded core inside the reactor vessel, management of flammable gases (above all hydrogen) by means of passive recombiners and igniters, containment pressure control and fission products removal by means of a dedicated spray system.</p>	<p>into account should be re-discussed between Austrian and Slovakian experts.</p> <p>This is a rather misleading information since the general and specific vulnerability of the Confinement by an impact of a heavy airplane has not yet been demonstrated.</p> <p>Coolability of degraded core inside the reactor vessel during a severe accident is not demonstrated yet (see chapter 3.2 EMO 3&4 Ex-vessel Cooling System for “In Vessel Core Melt Retention” of this report.)</p> <p>Ability for management of flammable gases (above all hydrogen) in the Confinement is not assured, since mounting and positioning of recombiners/igniters is not complete (e.g. not foreseen in air traps) and not based on state of art (CFD) codes.</p> <p>Recombiners or igniters in the reactor hall should be considered under specific situations of H₂ penetration from the upper part of the Confinement into the reactor building.</p> <p>Reliable positioning of recombiners /igniters is not based on state of the art CFD (computational fluid dynamics) analyses (see Kostka et al. 2002).</p>
<p>Capability for containment</p>	<p>It shall be possible to perform pressure tests to demonstrate the containment</p>	<p>Pressure tests of the containment for the demonstration of its structural in-</p>	<p>The current pressure test procedure during commissioning and after each outage is</p>

<p>pressure tests</p>	<p>structural integrity before operation of the plant and over the plant's lifetime.</p>	<p>tegrity have been established. These include tests of containment boundary components as well as full design pressure test of the containment, to be carried out during the commissioning (i.e. before operation of the plant) and after each plant outage.</p>	<p>only for the commissioning case a full practical design pressure test. But for the outages a lower pressure is taken as test pressure and leak rates for full pressure are normally calculated taking not into account the influence of temperature on the behavior of the penetration sealings (see also chapter 3.1.2 Limitations of the WWER-440/213 Confinement approach in this report).</p>
<p>Containment leakage</p>	<p>The containment system shall be designed so that the prescribed maximum leakage rate is not exceeded during an accident.</p> <p>The primary pressure withstanding containment may be partially or totally surrounded by a secondary containment for the collection and controlled release or storage of materials that may leak from the primary containment during an accident (including a severe accident).</p>	<p>The maximum leakage rate of the containment is strictly specified by the design and regularly tested before and during the plant operational life. Because of specific design features (e.g. fast transition to containment underpressure after an accident) and of the design improvements recently implemented, the Mochovce containment complies with the current radiological limits internationally adopted (also taking into account severe accidents scenarios).</p> <p>For this reason, the distinction between the concept of "full containment" (i.e. a containment fully able to carry out all its intended safety functions) and of "double containment" – consisting of a primary containment and a secondary containment – has to be remarked. The IAEA safety requirements introduce a secondary containment as an option for</p>	<p>Comment see above</p> <p>Evidence is needed, that EMO 3&4 Confinement complies with the current radiological limits internationally adopted (also for severe accidents scenarios).</p> <p>The EMO 3&4 Confinement does not have a double (i.e. a secondary) containment structure and. Thus it is by far less qualified for controlled release of materials that may leak from the primary Confinement during an accident (including a severe accident).</p>

	<p>Determination of the leakage rate of the containment system at periodic intervals over the service lifetime of the reactor shall be possible.</p> <p>The capability to control any leakage of radioactive materials from the containment during a severe accident shall be adequately considered.</p>	<p>the collection of potential leakages from the primary containment, but do not strictly require its implementation. For this reason, the "secondary containment" has not to be regarded as a "second containment", i.e. as a replica of the first containment with the same functions.</p> <p>The secondary containment is not required by IAEA as nothing prevents a single containment from providing all the necessary protection from internal as well as from external events.</p> <p>The periodic pressure tests mentioned above are also aimed at determining the leakage rate of the containment.</p> <p>Several design measures recently defined for Mochovce 3-4 have been conceived with the primary goal of preserving the containment integrity in case of a severe accident, to strongly limit the radioactive releases from containment also in such an unlikely scenario.</p>	<p>Comment see above related to pressure tests.</p> <p>The EMO 3&4 design measures need to be made evident, discussed and argued on basis of results of adequate tests, experiments and analyses.</p>
<p>Containment penetrations</p>	<p>In order to ensure higher containment tightness in normal, accident and severe accident conditions, the number of penetrations through the containment shall be kept to a practical minimum and shall meet the same design requirements as the containment structure itself.</p>	<p>The number of containment penetrations is determined by the technological needs (i.e. number and layout of pipelines and cables penetrating the containment wall). The design requirements for the penetrations are the same as for the containment structure itself</p>	<p>How is the tightness of the Confinement under severe accident boundary conditions (specific pressure, high temperature, humidity, radioactive aerosols, flammable gases, environmental regime with rather aggressive atmosphere) been checked and verified (see also chapter 3.1.2</p>

		and they have been prescribed considering severe accident conditions . The tightness of the penetrations is verified during containment tightness tests .	Limitations of the WWER-440/213 Confinement approach in this report)?
Containment isolation	In order to increase the containment resistance against the release of radioactive material in case of an accident, proper equipment shall be installed so that, in emergency conditions, the containment can be automatically and reliably isolated.	The containment is provided with an automatic isolation system. During normal operation, the containment is kept at sub-atmospheric pressure and no unfiltered releases are sent to the environment. Whenever the pressure in the containment increases, due to an accident, by more than 10 kPa, all the lines that penetrate the containment are automatically and reliably closed, to isolate the containment from the environment.	It is not enough closing all the lines that penetrate the Confinement to avoid unfiltered releases. In case of an accident sub-atmospheric pressure has to be reached as soon as possible. This can only be reached by a functioning spray system in the steam generator boxes. Under SA conditions with loss of total (also emergency) power sub-atmospheric pressure however cannot be kept.
Containment air locks	Access by personnel to the containment shall be through properly equipped doors, in order to ensure that at least one door is closed during reactor operations and during an accident.	The containment is equipped with a double door for personnel access (personnel air lock). The doors are reliably sealed and interlocked to ensure tightness of containment during reactor operation and accident.	
Internal structures of containment	In order to ensure the full capability of the containment to withstand an accident (including a severe accident), adequate consideration shall also be given to the capability of the internal structures of the containment to withstand the effects of such accident	The capability of the internal structures of the containment to withstand with sufficient margins the effects of an accident has been demonstrated in the design and safety documentation of the plant. In addition, the strength of the most important internal structures of the containment (i.e. the pressure suppression system) has been verified experimentally in an international project	DBA situations are addressed in the text in the left column only but SA situations are not referred to as requested by IAEA . The full capability of the Confinement to withstand an accident (including a severe accident) has not yet been demonstrated .

		(PHARE 2.13/95).	
Removal of heat from the containment	It shall be possible to remove heat from the reactor containment (in order to limit the containment internal pressure and hence reduce the containment structural loads) in normal and emergency conditions, including severe accidents.	The containment thermal capacity, due to its robust concrete wall, is very high and allows for large heat absorption. The limitation of the internal pressure is provided passively by the pressure suppression system. Long-term heat removal is ensured by redundant trains of the fast acting active spray systems. In addition, there is a dedicated pump and an extra water source to preserve the integrity of the containment during a severe accident.	The limitation of the internal pressure is only provided passively by the pressure suppression system in case of steam atmosphere existing in the Confinement and enough sub-cooling of the coolant in the trays of the bubbler condenser tower is available. This is normally the case under LOCA conditions and possible conditions in the short term phase of a SA. However, when steam atmosphere will be replaced by a non-condensable gas atmosphere limitation of the internal pressure cannot be provided passively by the pressure suppression system nor by the active sprinkler system.
Control and cleanup of the containment atmosphere	As a further measure for containment protection, it shall be possible to control the radioactive and/or flammable gases (above all, hydrogen) which may be released into the containment during an accident (including a severe accident). This is required in order to: reduce the amount of releases to the environment during an accident; prevent the deflagration or detonation of gases such as hydrogen, which could jeopardize the integrity of the containment.	Prevention of hydrogen deflagration or detonation is ensured by means of passive autocatalytic hydrogen igniters and recombiners , with capability to cope also with severe accidents. The removal of fission products from the containment atmosphere is provided by the wash-out effect of the	Autocatalytic hydrogen igniters and recombiners are not installed in the air traps or in the wet well of the bubbler condenser system. Thus prevention of hydrogen deflagration or detonation and Confinement integrity is not assured. (see also the comment to the topic: strength of the Confinement structure). Removal of fission products from the Confinement atmosphere requires an active

		<p>active containment spray system. In addition, there is a dedicated pump and an extra source of water which further enhance the cleanup of containment atmosphere during a severe accident.</p>	<p>and functioning containment spray system.</p> <p>However, under SA conditions power or water supply might fail and thus this wash-out effect would be not available (as happened with the Fukushima SA accidents).</p>
Coverings and coatings	<p>The coverings and coatings for components and structures within the containment (e.g. thermal insulation of piping) shall be carefully selected to minimize the impact on safety of their possible deterioration</p>	<p>The containment walls are covered by stainless steel resistant against deterioration.</p> <p>The potential impact on safety of the insulation of the piping inside the containment has been experimentally investigated in an international project (PHARE 2.05/95), and proper design countermeasures have been implemented in the Mochovce design.</p>	<p>Safety of the insulation of the piping is experimentally verified only for integer metal structures, components and surfaces under DBA conditions. The above mentioned experiments do not cover possible situations and conditions under destructed SA conditions with possibly higher pressure and temperatures and much stronger aggressive environment.</p>
<p>Conclusion: All the IAEA requirements on containment are met at the upgraded WWER-440/V213 containment performance during DBA</p>			
<p>ISR Conclusion:</p> <p>It appears that all IAEA requirements on containment are met at the upgraded EMO 3&4 WWER 440/V213 Confinement performance during DBA, HOWEVER, NOT DURING SEVERE ACCIDENTS.</p>			

Im Anhang F des Dokuments „WENRA Reactor Safety Reference Levels, January 2008“ wurden Design Erweiterungen für bestehende Reaktoren erörtert. Die slowakische Seite bezieht sich auf dieses Dokument und rechtfertigt die Anwendung dieses für die Design Erweiterung für EMO 3&4,

mit der Annahme, dass die beiden Blöcke als „existing units“ klassifiziert werden. Dieses Dokument bezieht sich allerdings ausschließlich auf bereits laufende Reaktoren (Zitat aus dem Bericht “Safety Objectives for New Power Reactors” vom Dezember 2009: *This report addresses the nuclear power plants that were in operation at the time in those WENRA countries*) was für EMO 3&4 nicht der Fall ist.

Die WENRA hat für neue Kernkraftwerke viel strengere Anforderungen formuliert, nachzulesen im Dokument “Safety Objectives for **New Power Reactors**” vom Dezember 2009. Der Lizenznehmer von EMO 3&4 hat diese viel strengeren Anforderungen nicht implementiert, obwohl EMO 3&4 keine in Betrieb befindlichen Blöcke sind, sondern neue Blöcke des alten Generation II Designs.

Das zugehörige Zitat aus dem Abschnitt 6.3 Proposed safety objectives des Dokuments lautet wie folgt:

“Compared to currently operating reactors, new ones are expected to be designed, sited, and constructed, commissioned and operated with the objectives of:

[.....]

O3. Accidents with core melt

- *Reducing potential radioactive releases to the environment from accidents with core melt, also in the long term, by following the qualitative criteria below:*
 - ***Accidents with core melt which would lead to early or large releases have to be practically eliminated;***
 - ***For accidents with core melt that have not been practically eliminated, design provisions have to be taken so that only limited protective measures in area and time are needed for the public** (no permanent relocation, no need for emergency evacuation outside the immediate vicinity of the plant, limited sheltering, no long term restrictions in food consumption) and that sufficient time is available to implement these measures.”*

In der nachfolgenden Tabelle werden die Anforderungen der WENRA für in Betrieb befindliche Leichtwasserreaktoren verglichen mit den Maßnahmen, welche im WWER-440/213 beim Standort EMO 3&4 implementiert wurden – wie im Slowakischen Stress-Testbericht beschrieben – und kommentiert von den Autoren des ISR.

2. Compliance of upgraded WWER 440/V213 containment with the relevant WENRA safety requirements (reference document: “WENRA Reactor Safety Reference Levels”, January 2008)

WENRA req.	Description of requirement	Relevant Design Measures implemented	ISR - COMMENT/QUESTION TO BE CLARIFIED FOR EMO 3&4
Containment functions	<p>A containment system shall be provided in order to ensure that any release of radioactive material to the environment in a design basis accident would be below prescribed limits. This system shall include:</p> <ul style="list-style-type: none"> – leak-tight structures covering all essential parts of the primary system; – associated systems for control of pressures and temperatures; – features for isolation. 	<p>Containment is a leak-tight building made of robust concrete walls. It is provided with all the features required for the effective control of pressures and temperatures in all the plant design basis conditions (including severe accidents), and for its reliable and automatic isolation in case of an accident.</p>	<p>See equivalent comment in the above IAEA table.</p>
	<p>Each line that penetrates the containment as part of the reactor coolant pressure boundary or that is connected directly to the containment atmosphere shall be automatically and reliably sealable in the event of a design basis accident. These lines shall be fitted with at least two containment isolation valves arranged in series. Isolation valves shall be located as close to the containment as is practicable.</p>	<p>The containment is provided with an automatic isolation system. During normal operation, the containment is kept at sub-atmospheric pressure and no unfiltered releases are sent to the environment. Whenever the pressure in the containment increases, due to an accident, by more than 10 kPa, all the lines that penetrate the containment are sealed following the WENRA design requirements under discussion here, in order to isolate the containment from the environment.</p>	<p>See equivalent comment in the above IAEA table.</p>
	<p>Each line that penetrates the containment and is neither part of the reactor coolant pressure boundary nor connected directly to the containment atmosphere shall have at least one con-</p>	<p>See comment above.</p>	<p>See equivalent comment in the above IAEA table.</p>

	<p>tainment isolation valve. This valve shall be outside the containment and located as close to the containment as practicable.</p>		
<p>Protection of the containment against selected beyond design basis accidents</p>	<p>Isolation of the containment shall be possible in a beyond design basis accident.</p> <p>Missing footnote 34: Special attention needs to be given for certain reactor types to the analysis of severe accident conditions with an open containment during shut down states. Should such an accident occur, it should be possible to achieve timely containment isolation or implement equally effective compensatory measures. Therefore consideration has to be given to the time needed for the restoration of containment isolation and effective leaktightness, taking into account factors such as the progression of the accident sequences.</p>	<p>In addition to the measures conceived for design-basis accidents (which are discussed in the following), additional measures have been defined specifically for the proper management of beyond- design-basis scenarios, i.e.:</p> <ul style="list-style-type: none"> – improvement of the tightness of the penetrations leading into the reactor cavity; – improvement of the tightness of the access door to the reactor cavity; – improvement of the drain line from the reactor cavity. 	<p>Additional measures for the proper management of the beyond- design-basis severe accident conditions with an open Confinement during shut down states have not been addressed adequately and defined specifically.</p>
	<p>The leaktightness of the containment shall not degrade significantly for a reasonable time after a severe accident. However, if an event leads to bypass of the containment, consequences shall be mitigated.</p>	<p>Main relevant measures:</p> <ul style="list-style-type: none"> – installation of a dedicated system aimed at avoiding an excessive underpressure inside the containment, which could cause a loss of integrity and hence of leaktightness; – inclusion in the design of an additional, independent, dedicated system for the delivery of coolant from an additional, stand-by 	<p>The additional independent systems dedicated for SA coolant and power supply need availability of active components (additional mobile emergency diesels and mobile tracks with coolant, additional</p>

		<p>source into the containment in a severe-accident scenario (to avoid excessive containment overpressures which could cause a loss of containment integrity);</p> <ul style="list-style-type: none"> – inclusion in the design of a system for the controlled depressurization of the reactor coolant system, thus avoiding damages to containment induced by a high-pressure severe accident scenario (see also the next WENRA requirement). 	<p>tanks (see figure 3-3 in this report).</p> <p>The design of a system for the controlled depressurization of the reactor coolant system requires to focus on functional re-qualification of the pressurizer relief valves under severe accident conditions. These are essential for controlled depressurization of the RPV under severe accident conditions.</p>
	High pressure core melt scenarios shall be prevented.	<p>Relevant safety measure:</p> <p>inclusion in the design of a system for the controlled depressurization of the reactor coolant system, thus avoiding damages to containment induced by a high-pressure severe accident scenario.</p>	
	Combustible gases shall be managed in a severe accident.	<p>Relevant measure:</p> <p>Installation of recombiners and igniters qualified for severe accident conditions, in order to avoid in- containment uncontrolled burning of burnable gases.</p>	See equivalent comment in the above IAEA table.
Protection of the containment against selected beyond design basis accidents	Containment degradation by molten fuel shall be prevented or mitigated as far as reasonably practicable.	<p>The relevant measures include all the provisions required for successful implementation of the in- vessel core retention strategy, i.e.:</p> <ul style="list-style-type: none"> – modification of the penetrations leading to the reactor cavity; – modification of the access cavity 	<p>The relevant measures include important provisions required for successful implementation of the in- vessel core retention strategy.</p> <p>In the context of modifications considerations have to be made according WENRA requirement 8.3, that only safety systems</p>

		<p>door;</p> <ul style="list-style-type: none"> - modification of the drain line from the reactor cavity; - provision of sufficient coolant inventory for cavity flooding (draining system of the bubbler tower trays); - modification of thermal shielding of the bottom of the reactor pressure vessel to allow its external flooding; - creation of a circulation channel for coolant along the reactor pressure vessel wall; - installation of a dedicated diesel generator for severe-accident scenarios; - addition of external, independent sources of coolant for severe-accident scenarios. 	<p>shall be credited to carry out a safety function.</p> <p>However they do not address and refer to the practical experimental and analytical basis and proof and to conditions required to assure successful management and “operation” of the in- vessel core retention strategy under different severe accident conditions.</p> <p>Obviously the WENRA requirement: “Containment degradation by molten fuel shall be prevented” appears to be the goal for Mochovce .</p> <p>“Mitigation as far as reasonably practicable” is not addressed in the column beside and thus appears not to be a solution for Mochovce 3&4.</p> <p>However, this challenging approach needs all the more proof of its successful application in advance by adequate experiments and full scale tests and analyses for the specific WWER-440/213 situation.</p>
	<p>Pressure and temperature in the containment shall be managed in a severe accident.</p>	<p>Relevant measures:</p> <ul style="list-style-type: none"> - installation of a system aimed at avoiding an excessive underpressure inside the containment; - combined use of the existing containment spray system and of a dedicated spray system relying 	<p>Pressure and temperature in the containment shall be managed in a severe accident. This requires relevant measures as mentioned aside.</p> <p>But as commented in the above IAEA table for long term SA conditions with complete failure of power supply installation of a filtered venting system is required to</p>

		<p>on an additional source of coolant, to avoid containment overpressure;</p> <ul style="list-style-type: none"> – installation of recombiners and igniters qualified for severe accident conditions, in order to avoid in-containment uncontrolled burning of burnable gases; – installation of an additional diesel-generator dedicated for severe accident scenarios. 	<p>avoid overpressure and thus possible destruction of the Confinement.</p>
	<p>The containment shall be protected from overpressure in a severe accident.</p>	<p>See point above.</p>	<p>See comment above.</p>
<p>Conclusion: The upgraded WWER 440/V213 containment is in full compliance with the WENRA Reference Levels.</p>			
<p>ISR- Summary Conclusion:</p> <p>These WENRA Reference Levels for existing, already operating power reactors are not applicable for EMO 3&4 as argued above. The upgraded EMO 3&4 WWER 440/V213 Confinement is even NOT in full compliance with this requirements.</p> <p>EMO 3&4 Confinement is NOT reaching the Reference Levels for New Power Reactors, which are adequate and applicable reference levels for EMO 3&4 units.</p> <p>EMO 3&4 Confinement is NOT reaching the European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, 2000, Volume 2 , chapter 9, containment system, which are also adequate and applicable reference levels for EMO 3&4.</p>			

Appendix III

Knowledge-base associated with the In-Vessel-Core-Melt-Retention issue (Asmolow et al. 2001)

Table 3. Phenomena Associated with the In-Vessel Retention Issue

Phenomena	Experimental Programs	Knowledge-base
1. Decay heat and Fission Products		
Residual heat level		Reasonable
Partitioning of the decay heat between layers in case of stratified pool	Under discussion	Limited
FP and residual heat distribution between crust and pool	Under discussion	Limited
FP release from molten pool		Limited
2. Melt thermal hydraulics		
Single phase liquid pool	COPO, ACOPO, BALI, RASPLAV, SIMECO	Good
Complex mixtures	RASPLAV Salt, SIMECO	Limited
Stratified liquid pools	SIMECO	Limited
Oxidic and metallic pools (focusing effect)	Planned SIMECO, RASPLAV-Salt, COPO, BALI	Reasonable
Effect of crust formation on heat transfer	COPO, BALI, RASPLAV, SIMECO	Reasonable
3. Heat flux removal		
Gap formation and heat transfer	CTF ²⁰ , FOREVER ²¹ , SONATA ²²	Limited
Boiling on downward curved surfaces	UCSB, Penn.St., SULTAN	Good
Debris bed dryout and coolability	POMEKO ²³	Reasonable
Radiation from the upper surface		Reasonable
4. Melt relocation scenarios		
Formation of the initial molten pool in the core	CORA ²⁴ , PHEBUS-FP ²⁵	Reasonable
Melt pool growth and pathway of melt	PHEBUS-FP	Limited, depends on in-

relocation to the lower head		vessel design
Melt composition		Limited
Additives: FeO, B ₄ C, etc.	RASPLAV, PHEBUS-FP, CORA	Limited
Interaction with structures	MP tests	Limited
5. Melt composition and chemistry		
Mass of metallic and oxidic components		Limited
Chemistry in liquid phase (melt stratification)	RASPLAV	Limited
Hypostoichiometric oxides and metallic U behavior	RASPLAV, indirectly	Limited
Crust formation	RASPLAV	Limited
Intermetallic reactions	RASPLAV Planned	Limited
Corium properties (UO ₂ -Zr-ZrO ₂)	RASPLAV	Reasonable
6. Vessel failure modes		
Vessel breach, high pressure	LHF (Sandia) ²⁶	Reasonable
Creep simulation and low pressure breach	OLHF ²⁷ , FOREVER	
Irradiated vessel		
Vessel impingement	MVI Project ²⁸	Reasonable
7. Transient processes		
Jet formation		
Steam explosion	FARO ²⁹ , KROTOS ³⁰	Limited
Fragmentation		
Dynamic loads		Reasonable
Vessel breach		Limited

Appendix IV

Requirement items for VERSAFE IVR (Tuomisto et al. 2003)

Quotation out of the report: VERSAFE

In order to establish feasibility of IVR to the bubble condenser configuration, six specific research items were identified:

- 1. The reactor pressure vessel cannot be submerged in water up to its support points in this containment configuration. Analyses or experiments may be needed to confirm that radiation heat transfer would not damage the structural integrity of the reactor pressure vessel because of this.*
- 2. The long-term effect of in-vessel retention through external cooling to pressurize the containment (through continuous steam generation) should be analyzed and mitigated.*
- 3. Timing aspects of in-vessel retention in the bubble condenser configuration require further studies. The timing aspects are important, since the cavity would have to be flooded through active measures in most cases. The delays of e.g. sufficient draining of the barbotage trays should be compared to typical severe accident sequences. The draining mechanism, as simulated by the codes, would require validation against measurement data.*
- 4. Overall, the approach for fast draining of the barbotage trays should be refined e.g. regarding initiation criteria. Also other approaches for cavity flooding could be considered.*
- 5. The adverse effects of active cavity flooding as a severe accident management measure should be evaluated.*
- 6. Regarding the thermal regime of in-vessel-retention, plant specific analysis of core-meltdown and relocation patterns should be carried out. This way it could be established what kind of contact can occur e.g. between the molten metals and oxidic pool in the large scale, and the potential for layer inversions.*