

**Auswertung der europäischen Stress-
testberichte des Betreibers ČEZ sowie
der staatlichen Organisation für nuk-
leare Sicherheit SÚJB hinsichtlich si-
cherheitsrelevanter Schwachstellen
der kerntechnischen Anlagen in Du-
kovany, Tschechische Republik**

Darmstadt, 23.08.2012

**Im Auftrag des Amtes der NÖ Landesregie-
rung, Abteilung Umwelttechnik sowie vom Amt
der OÖ Landesregierung, Abteilung Umwelt-
schutz**

Öko-Institut e.V.

Büro Darmstadt

Rheinstraße 95
D-64295 Darmstadt
Telefon +49 (0) 6151 - 8191 - 0
Fax +49 (0) 6151 - 8191 - 133

Geschäftsstelle Freiburg

Postfach 17 71
D-79017 Freiburg
Hausadresse
Merzhauser Straße 173
D-79100 Freiburg
Telefon +49 (0) 7 61 - 4 52 95-0
Fax +49 (0) 7 61 - 452 95-288

Büro Berlin

Schicklerstr. 5-7
D-10179 Berlin

Telefon +49 (0) 30 - 40 50 85-0
Fax +49 (0) 30 - 40 50 85-388

Autoren:

Dipl.-Ing. S. Mohr

Dr. Chr. Pistner

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Ermittlung der Bewertungskriterien	2
2.1	Bewertungskriterien für die Schwachstellenanalyse Dukovany	2
2.2	Internationale und europäische Vorgaben	3
2.3	Kriterien zur Durchführung der EU-Stresstests	3
	2.3.1 Szenarien und Randbedingungen für die Überprüfung	3
	2.3.2 Bewertungsmaßstab	4
2.4	Kriterien zur Durchführung der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland	5
	2.4.1 Szenarien und Randbedingungen für die Überprüfung	5
	2.4.2 Bewertungsmaßstab	7
3	Abweichungen der Anlage Dukovany vom Stand von Wissenschaft und Technik auf Basis der Europäischen Stresstests aufgrund der Ereignisse in Fukushima.....	9
3.1	Kurzbeschreibung der Kernkraftwerke in Dukovany.....	10
3.2	Erdbeben.....	14
	3.2.1 Sachstandsermittlung	14
	3.2.2 Bewertungsmaßstab	20
	3.2.3 Relevanzbewertung	21
3.3	Hochwasser.....	25
	3.3.1 Sachstandsermittlung	25
	3.3.2 Bewertungsmaßstab	27
	3.3.3 Relevanzbewertung	28
3.4	Extreme Wetterbedingungen.....	30
	3.4.1 Sachstandsermittlung	30
	3.4.2 Bewertungsmaßstab	33
	3.4.3 Relevanzbewertung	34
3.5	Elektrische Energieversorgung.....	37
	3.5.1 Sachstandsermittlung	37
	3.5.2 Bewertungsmaßstab	42
	3.5.3 Relevanzbewertung	42
3.6	Ausfall der Wärmeabfuhr (Ultimate Heat Sink).....	46
	3.6.1 Sachstandsermittlung	46
	3.6.2 Bewertungsmaßstab	50
	3.6.3 Relevanzbewertung	51
3.7	Brennelementbecken	56
	3.7.1 Sachstandsermittlung	56
	3.7.2 Bewertungsmaßstab	57
	3.7.3 Relevanzbewertung	57
3.8	Notfallprozeduren SAMG.....	57

4	Weiterhin festgestellte Abweichungen des Standes von Wissenschaft und Technik	59
4.1	Abschaltsysteme.....	59
4.1.1	Sachstandsermittlung	59
4.1.2	Bewertungsmaßstab.....	60
4.1.3	Relevanzbewertung.....	60
4.2	Einwirkungen von außen	61
4.2.1	Sachstandsermittlung	61
4.2.2	Bewertungsmaßstab.....	63
4.2.3	Relevanzbewertung.....	63
4.3	Sonstige Themen.....	65
4.3.1	Leistungserhöhung	68
4.3.2	Druckraumsystem.....	69
4.3.3	Sicherer Einschluss der Radioaktivität	73
4.3.4	Störfallfestigkeit Elektro-, Mess- und Leittechnik	74
5	Zusammenfassung	75
	Literaturverzeichnis	80

1 Einleitung

Am 11. März 2011 um 14:46 Uhr japanischer Ortszeit kam es im Ozean vor der Ostküste Japans zu einem Erdbeben der Magnitude 9, das einen gewaltigen Tsunami auslöste, der ca. 55 Minuten später an der Ostküste des Standortes Fukushima auftraf und erhebliche Schäden verursachte. Diese Naturereignisse führten in der Kernkraftwerksanlage von Fukushima-Daiichi zu Kernschmelzen in drei der sechs Reaktorblöcke (Unit 1, 2 und 3), zu Wasserstoffexplosionen in Unit 1, 3 und 4, die erhebliche Probleme in den Brennelementbecken der Units 1, 2, 3 und 4 verursachten. Zu den Kernschmelzen und Explosionen kam es, da das Erdbeben unter anderem den Ausfall des externen Drehstromnetzes verursachte und der Tsunami nachfolgend auch die Notstromversorgung des Kraftwerks überschwemmte. Die dampfgetriebenen Teile des Sicherheitssystems und die Notfallmaßnahmen vor Ort waren nicht geeignet bzw. ausreichend, das Ereignis zu beherrschen. Die Anlagen waren nicht ausreichend gegen die Einwirkungen von außen ausgelegt. Die Kernschmelzen führten zu erheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe und Kontaminationen in einem Radius von mehr als 30 km vom Kernkraftwerksstandort entfernt. Es kam zu Evakuierungen der Bevölkerung im Umkreis von 20 km sowie zu Aufenthaltseinschränkungen im Bereich zwischen 20 und 30 km um die Anlage. Im Sedimentbereich an der Küste südlich des Standorts finden sich starke Kontaminationen von Cäsium-137 und auch Strontium-90. Grund- und Oberflächengewässer, Pflanzen und dort lebende Tiere sind demzufolge hochradioaktiv belastet und können in die Nahrungskette gelangen. Die industriellen Produktionsbetriebe sind beeinträchtigt, weil die Standorte einschließlich der dort erzeugten Produkte radioaktiv kontaminiert sind. Das ganze wirtschaftliche, soziale und gesundheitliche Ausmaß der Katastrophe ist heute noch nicht abschließend bewertbar.

Im Zuge der Ereignisse wurde von der Bundesrepublik Deutschland eine Sicherheitsüberprüfung aller deutschen Kernkraftwerke eingeleitet, in deren Folge acht von 17 Anlagen abgeschaltet wurden. Die europäische Union hat europaweit die Durchführung sogenannter Stresstests der europäischen Anlagen veranlasst, deren Auswertung derzeit noch nicht abgeschlossen ist.

Die staatliche Organisation für nukleare Sicherheit SÚJB in der Tschechischen Republik hat anlässlich der Durchführung dieser europäischen Stresstests für ihre Kernkraftwerke in Temelin und Dukovany den „Nationalen Bericht zu den Stresstests der Kernkraftwerke Temelin und Dukovany“, „Evaluation of Safety and Safety Margins in the light of the accident of the NPP Fukushima“ /SÚJB 2011a/, veröffentlicht. Ebenso gibt es einen Stresstest-Bericht des Betreibers ČEZ zu den Kernkraftwerken in Dukovany in englischer Version /ČEZ 2011/.

Die Berichte nehmen zu den wesentlichen Themen der europäischen Stresstests Stellung, stellen jedoch nur eine verkürzte Fassung einer in tschechischer Sprache

abgefassten Version dar. Die niederösterreichische und die oberösterreichische Umweltschutzbehörde haben das Öko-Institut am 21.03.2012 aufgefordert, die im Rahmen des Berichts behandelten kerntechnischen Anlagen in Dukovany auf Basis der im Rahmen der Stresstests vorgelegten Unterlagen hinsichtlich gegebenenfalls vorhandener sicherheitstechnischer Abweichungen zum Stand von Wissenschaft und Technik zu prüfen.

Im Wesentlichen sollen hierbei die in den genannten Dokumenten vorgenommenen Angaben zu den Sicherheitssystemen bzw. Sicherheitsvorkehrungen untersucht werden. Es soll im Einzelnen geprüft werden, ob diese auch den deutschen Sicherheitsstandards auf Basis der deutschen Regelwerke und gemäß der RSK-Sicherheitsüberprüfung der deutschen Anlagen entsprechen.

Sehr erschwert wurde die Arbeit durch die Tatsache, dass beide englischsprachigen Berichte zwar offenbar weitgehend vom gleichen tschechischen Grundbericht ausgehend übersetzt wurden, jedoch von voneinander unabhängigen Übersetzern erstellt wurden, so dass beide Versionen zu unterschiedlichen Darstellungen der gleichen Sachverhalte führten. Besonders erschwerend waren insbesondere die fast durchgängig unterschiedlichen Systembezeichnungen für dieselben Anlagenkomponenten.

2 Ermittlung der Bewertungskriterien

2.1 Bewertungskriterien für die Schwachstellenanalyse Dukovany

Die Bewertung von sicherheitstechnischen Merkmalen der Anlage Dukovany erfolgt vor dem Hintergrund der Erkenntnisse zu den Ereignissen in Fukushima. Internationale Empfehlungen sowie Anforderungen des deutschen kerntechnischen Regelwerks werden einbezogen. Darüber hinaus werden erweiterte Kriterien, die im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen aus Anlass des Reaktorunfalls in Fukushima entwickelt wurden, berücksichtigt. Nachfolgend gehen wir ein auf

- Internationale und europäische Vorgaben (Kapitel 2.2),
- Kriterien zur Durchführung der EU-Stresstests (Kapitel 2.3) sowie
- Kriterien zur Durchführung der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland (Kapitel 2.4).

2.2 Internationale und europäische Vorgaben

Die Internationale Atomenergieorganisation IAEA gibt Empfehlungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken heraus, die aber nicht zwangsläufig umzusetzen sind. Anders verhält es sich mit den Anforderungen/Empfehlungen der WENRA, die einen Mindeststandard beschreiben. Die Mitgliedstaaten haben sich zur nationalen Umsetzung der WENRA-Anforderungen/Empfehlungen verpflichtet und führen hierzu auch Überprüfungsprozesse durch. Grundlage für die WENRA-Anforderungen sind in vielen Fällen die IAEA-Empfehlungen.

Ein regelmäßiger internationaler Austausch zur Sicherheit der Kernreaktoren erfolgt im Rahmen der „Convention on Nuclear Safety“ sowie zur sicheren Entsorgung abgebrannter Brennelemente und der sicheren Behandlung radioaktiver Abfälle im Rahmen der „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management“. Alle drei Jahre erstellen die teilnehmenden Länder nationale Berichte zur Dokumentation der Erfüllung dieser Anforderungen in ihren eigenen kerntechnischen Anlagen und stellen sich der Diskussion mit anderen Ländern im Rahmen eines Review-meetings bei der IAEA. Die CNS erstellt jedoch keine Anforderungen im Sinne der internationalen Regelwerke.

2.3 Kriterien zur Durchführung der EU-Stresstests

Die European Nuclear Safety Regulators Group (**ENSREG**) hat am 24./25. März, 2011, eine Sicherheitsüberprüfung aller Kernkraftwerke in der Europäischen Union auf der Basis einer eingehenden und transparenten Bewertung zu den Risiken und der Robustheit der Anlagen gefordert. Diese sogenannten „Stresstests“ sind als gezielte von der ENSREG zusammen mit der Europäischen Kommission entwickelte Wiederbewertungen der Sicherheitsmargen der Kernkraftwerke zu verstehen.

2.3.1 Szenarien und Randbedingungen für die Überprüfung

Der europäische Stresstest fokussiert sich entsprechend der Ereignisse in Fukushima auf die Einwirkungen durch Erdbeben und Hochwasser, einschließlich der Kombination der Ereignisse und dadurch induzierte Ausfälle. Es soll betrachtet werden:

a) naturbedingte äußere Einwirkungen

- Erdbeben,
- Hochwasser,
- Extremwetterereignisse.

b) Verlust grundlegender Sicherheitsfunktionen (ereignisunabhängig) :

- Ausfall der Energieversorgung, einschließlich Station-Blackout,
- Ausfall der Hauptwärmesenke,
- Kombination Ausfall der Energieversorgung und der Hauptwärmesenke.

c) Accident management Maßnahmen

- Maßnahmen zum Erhalt oder der Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern,
- Maßnahmen zum Erhalt oder der Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken,
- Maßnahmen zum Erhalt der Integrität des Druckabbausystems.

Die Atomaufsichtsbehörden aller Mitgliedstaaten der Europäischen Union haben seit dem 1. Juni 2011 die kerntechnischen Anlagen zu den drei Schwerpunktthemen externe Ereignisse (Erdbeben, Hochwasser und Extremwetter), Verlust grundlegender Sicherheitsfunktionen sowie Notfallmaßnahmen geprüft und bewertet.

2.3.2 Bewertungsmaßstab

Der europäische Stresstest soll vor dem Hintergrund der Ereignisse in Fukushima die Sicherheit der Kernkraftwerke in den Mitgliedsstaaten der europäischen Union bewerten. Die Expertenkommissionen der ENSREG prüfen die Sachstände der Länderberichte auf Plausibilität und Übereinstimmung mit den Guidelines der ENSREG

Der Stresstest soll die Sicherheitsreserven der Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima beleuchten: extreme Natureinwirkungen auf die Sicherheitssysteme der Anlage, die zu einem auslegungsüberschreitenden Unfall führen.

Die Neubewertung soll die Beherrschung einer Reihe von extremen Einwirkungen auf die Anlage betreffen. Dabei wird unterstellt, dass ein Teil der Sicherheitseinrichtungen ausfällt. Dabei wird zu bedenken gegeben, dass der Verlust von Sicherheitseinrichtungen und ernste Notfälle nur auftreten können, wenn einige Auslegungsmerkmale unzureichend waren. Zusätzlich werden auch Notfallmanagementmaßnahmen betrachtet.

Die Reaktion der Anlage auf die Extremen Ereignisse und die Effektivität der Vorsorgemaßnahmen soll bewertet werden, indem jeder Schwachpunkt und jeder Cliff-Edge-Effekt aufgezeigt wird. Als Cliff-Edge-Effekt sind bei Ereignisabläufen die Punkte zu bezeichnen, bei denen entscheidende Sicherheitsbarrieren überschritten werden: wie zum Beispiel das Übertreten eines Dammes oder die Erschöpfung von Batteriekapazitäten.

Neben der Bewertung der Robustheit des defence-in-depth-Konzepts und der Angemessenheit der Notfallmaßnahmen soll das Potenzial für technische und organisatorische Sicherheitsverbesserungen (hinsichtlich Prozeduren, menschlicher Ressourcen, Notfallschutzorganisation oder externer Hilfe) ermittelt werden.

Es liegt in der Natur des Stresstests, sich auf Vorkehrungen und Maßnahmen zu beziehen, die nach dem Verlust der für Auslegungsstörfälle vorgesehenen Sicher-

heitssysteme in Anspruch zu nehmen sind. Die Grundausslegung der Anlagen wurde nicht untersucht.

Neben Vollständigkeit und Plausibilität wird von der ENSREG die Übereinstimmung der Sachstände der Stresstestberichte mit den eigenen Leitlinien geprüft und bewertet, ob die Einschätzung der Robustheit der Anlage durch den Betreiber angemessen erscheint. Es bestand die Möglichkeit einer Anlagenbegehung mit Diskussion der Stresstestergebnisse des Betreibers.

2.4 Kriterien zur Durchführung der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland

Der Deutsche Bundestag forderte die Bundesregierung am 17.03.2011 auf, eine neue Risikoanalyse aller deutschen Kernkraftwerke und kerntechnischen Anlagen unter Einbeziehung der vorliegenden Erkenntnisse über die Ereignisse in Japan – insbesondere auch mit Blick auf die Sicherheit der Kühlsysteme und der externen Infrastruktur – sowie anderer außergewöhnlicher Schadensszenarien vorzunehmen.

Das Bundesumweltministerium beauftragte daraufhin am 17.03.2011 die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), einen Anforderungskatalog für eine anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke zu erstellen und die Ergebnisse der auf dieser Basis durchgeführten Überprüfungen zu bewerten. Dabei sollten die Erkenntnisse aus dem Unfallablauf in Japan insbesondere im Hinblick darauf berücksichtigt werden, ob die bisherigen Auslegungsgrenzen richtig definiert sind und wie robust die deutschen Kernkraftwerke gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen sind. Die RSK nahm keine Überprüfung vor, inwieweit die bisherigen Auslegungsgrenzen richtig definiert sind.

2.4.1 Szenarien und Randbedingungen für die Überprüfung

Der Anforderungskatalog bezog sich auf die gesamte Reaktoranlage einschließlich des Brennelementlagerbeckens für alle Betriebszustände. Überprüfungsthemen waren:

Naturbedingte Einwirkungen

Erdbeben:

- Randbedingungen und standortspezifische Ermittlung des Bemessungserdbebens,
- Erdbebenauslegung mit Ausweisung von Reserven,
- Erhalt der vitalen Funktionen bei erhöhter Erdbebeneinwirkung einschl. Nachbeben unter Berücksichtigung von Folgeereignissen wie Brände oder Wasserstoffexplosionen sowie unter Berücksichtigung erschwerter Bedingungen aufgrund Zerstörung der Infrastruktur, Beeinträchtigung der Personalverfügbarkeit, etc.,

- Durchführung von Notfallmaßnahmen nach auslegungsüberschreitenden Erdbeben.

Hochwasser:

- Randbedingungen und standortspezifische Ermittlung des Bemessungshochwassers,
- Hochwasserauslegung und Vorsorgemaßnahmen mit Ausweisung von Reserven,
- Erhalt vitaler Funktionen bei auslegungsüberschreitendem und langanhaltendem Hochwasser (z. B. infolge Versagen von Staudämmen/Staustufen oder Hochwasserschutzmaßnahmen, langanhaltendes Hochwasser, extremer Sturmflut, Tsunami und Rückstau durch Treibgut) unter Berücksichtigung von Zerstörung der Infrastruktur und Beeinträchtigung der Personalverfügbarkeit.
- Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen bei auslegungsüberschreitender Überflutung (ggf. nach geringer Vorwarnzeit).

Sonstige naturbedingte Einwirkungen

- Erhalt vitaler Funktionen bei Sturm, Tornados, Windlasten, Schneelasten, hohe und tiefe Temperaturen, Trockenheit, Starkregen, Blitz, Hangrutschungen etc. und deren Überlagerung sofern die Auslegung überschreitend.

Zivilisatorisch bedingte Einwirkungen

Flugzeugabsturz

- Erhalt der vitalen Funktionen bei Absturz eines Verkehrsflugzeugs oder eines Militärflugzeugs (unfallbedingt, gezielt) unter Berücksichtigung von verschiedenen Absturzszenarien (Flugzeugtyp, Geschwindigkeit, Beladung, Aufprallort usw.),
- Reserven der Gebäudeauslegung und der räumlichen Trennung bei Flugzeugabsturz und Folgeereignissen (Trümmerflug, Treibstoffbrand, Auswirkungen induzierter Erschütterungen, Leckagen), Durchführbarkeit und Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung von Auswirkungen auf Infrastruktur und Personalverfügbarkeit.

Weitere Szenarien:

Gasexplosion, Auswirkungen einer Notfallsituation im Nachbarblock, sowie terroristische Einwirkungen und Angriffe von außen auf rechnerbasierte Steuerungen und Systeme.

Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate

Vollständiger Verlust der Drehstromversorgung „station blackout“ (SBO)

Erhalt der vitalen Funktionen bei einem station blackout größer 2 Stunden im Hinblick auf Verhalten der Anlagen, Batteriekapazität, Vorhaltung und Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen.

Langandauernder Notstromfall

Erhalt der vitalen Funktionen bei einem langandauernden Notstromfall größer 72 Stunden im Hinblick auf Dieselversorgung (Kraftstoff, Öl, Kühlwasser), Reparatur oder Ersatz von Dieselaggregaten durch alternative Notstromversorgung (Gas-turbine, Wasserkraftwerk) und Ablösung Diesel durch diversitäre Netzanbindung.

Ausfall Nebenkühlwasser

Erhalt der vitalen Funktionen beim Ausfall redundanter Nebenkühlwasserversorgung im Hinblick auf diversitäre Kühlmöglichkeiten (z.B. Brunnenkühlung) und Möglichkeiten für Notfallmaßnahmen (technisch/administrativ).

Robustheit von Vorsorgemaßnahmen

Überprüfung der Robustheit der Vorsorgemaßnahmen im Hinblick auf z. B.: die Bewertung der anlagenspezifisch realisierten Redundanztrennung und der baulichen Schutzmaßnahmen, redundanzübergreifenden Auswirkungen von internen Ereignissen wie Brand, Überflutung im Reaktorgebäude, Fehlöffnen von Armaturen oder Versagen von Großkomponenten oder hochenergetischen Leitungen und Behältern.

Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen

- Eignung und Verfügbarkeit der erforderlichen Instrumentierung für die Einleitung und Durchführung von Notfallmaßnahmen.
- Berücksichtigung der Wasserstoffentstehung bei Kernschmelzunfällen (Radio-lyse, Zirkonreaktionen, Beton-Schmelze-Wechselwirkung), Ansammlungen von H₂ im Druckabbausystem sowie in umgebenden Gebäuden und Verhinderung von z. B. H₂-Deflagration oder H₂-Detonation (Inertisierung, Rekombinatorkonzept) auch unter Berücksichtigung von Venting-Vorgängen.
- Verhinderung einer Rekritikalität.

2.4.2 Bewertungsmaßstab

Das Ziel der Überprüfung durch die RSK war die Bewertung der Robustheit der Anlagen bei den vorgegebenen Einwirkungen oder Postulaten bzw. die Bewertung anhand von erreichten Schutzzuständen bei zivilisationsbedingten Ereignissen.

Bei den Bewertungskriterien wurde eine Staffelung in Level vorgenommen. Je höher die Reserven der Anlage hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele ausgewiesen werden können, umso höher wird der Robustheitsgrad, bzw. der zugeordnete Level. Als Basislevel (Level 0) wurde vorausgesetzt, dass die Anlagen eine den wesentlichen aktuellen Regelwerksanforderungen entsprechende Basisauslegung besitzen.

Für Level 1 bis Level 3 wurden erhöhte Belastungsannahmen definiert, um Unterschiede bezüglich der Robustheit der Anlagen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen auszuweisen. Für das Erdbeben wurde beispielsweise eine Überschreitung um eine oder mehrere Intensitätsstufen im Vergleich zum Bemessungserdbeben angenommen.

Ziel war dabei, die Robustheit vitaler Funktionen zur Vermeidung von „cliff edge“-Bedingungen abzufragen. Cliff-Edge-Bedingungen beschreiben die Randbedingungen, bei deren Eintreten eine abrupte Verschlechterung im Ereignisablauf zu erkennen ist (z.B. mit Folge massiver Brennelementschäden, Freisetzungen mit erforderlichen Evakuierungen), umggfs. Maßnahmen zu deren Vermeidung abzuleiten.

3 Abweichungen der Anlage Dukovany vom Stand von Wissenschaft und Technik auf Basis der Europäischen Stresstests aufgrund der Ereignisse in Fukushima

Die in Englisch verfassten Berichte der nationalen Aufsichtsbehörde /SÚJB 2011a/ und des Betreibers /ČEZ 2011/ zum Stresstest werden nachfolgend auf die relevanten Sachstände hin untersucht, die sich auf Basis der Kriterien zum EU-Stresstest (siehe Kapitel 2.3) sowie zum RSK-Stresstest (siehe Kapitel 2.4) ergeben. Die tschechische Version der Aufsichtsbehörde /SÚJB 2011b/ wird bei Bedarf ergänzend hinzugezogen.

Die beiden englischsprachigen Berichte wurden zwar offenbar weitgehend auf Grundlage der gleichen tschechischen Grundversion übersetzt, jedoch von voneinander unabhängigen Übersetzern erstellt, so dass beide Versionen zu unterschiedlichen Übersetzungen mit nicht immer identischen Sachverhalten führten. Erschwerend waren insbesondere die fast durchgängig unterschiedlichen Systemabkürzungen für dieselben Anlagenkomponenten.

Inhaltlich fehlte bei der Darstellung der Einrichtungen und Maßnahmen zur Beherrschung von Ereignissen die Kategorisierung in Sicherheitsebenen. Insofern waren die einzelnen alternativen Optionen nicht immer eindeutig den Sicherheitseinrichtungen, Maßnahmen aus dem Betriebshandbuch oder den Notfallmaßnahmen zuzuordnen. Während in Deutschland beispielsweise die Maßnahme „Feed&Bleed“ eindeutig den Notfallmaßnahmen zugeordnet wird, wurde sie hier durchgängig auch in Zusammenhang mit Sicherheitseinrichtungen verwendet. Angaben zur automatischen oder manuellen Initiierung von Systemen oder Komponenten waren weitestgehend nicht vorhanden.

Weiterhin fanden sich auch zu anderen Sachverhalten nicht immer die für eine Bewertung erforderlichen Informationen. Insbesondere der genaue Umfang bzw. die Ausführung von Nachrüstmaßnahmen des Betreibers bleiben teilweise unklar. Die Angaben zu den Notfallmaßnahmen ließen teilweise keine Rückschlüsse auf ihren Umsetzungsgrad in der Anlage zu.

Nachfolgend wird zunächst ein kurzer Überblick über die Darstellung der Anlagen und der wichtigsten Systeme zur Störfallbeherrschung in den Berichten gegeben. Danach werden die gemäß Stresstestspezifikation vorgegebenen Themen behandelt.

3.1 Kurzbeschreibung der Kernkraftwerke in Dukovany

Am Standort Dukovany wurde 1979 nahezu zeitgleich im Januar und März mit dem Bau von vier Druckwasserreaktoren VVER-440 des Typs V-213č begonnen, die in den Jahren 1985 bis 1987 die kommerzielle Stromproduktion aufnahmen. Die Gesamtleistung betrug damals 440 MW_{el} pro Reaktor. Zwischenzeitlich wurde im Rahmen des Projekts „V261: Nutzung der Auslegungsreserven“ die Leistung für alle Reaktoren auf 500 MW_{el} gesteigert.

Jeweils zwei Reaktoren sind mit ihren Druckräumen (ähnlich einem Containment) in einem Reaktorgebäude untergebracht. Bestimmte Systeme, Bereiche bzw. Gebäude werden von den Zwillingsblöcken gemeinsam genutzt, wie zum Beispiel die Nebenkühlwasserpumpstation, das Notstromdieselgebäude, das Hauptnotspeisewassersystem, das Turbinengebäude mit den anliegenden Hilfsanlagegebäuden sowie das Abgassystem.

Jeder Reaktor verfügt insgesamt über sechs Kühlwasserloops, deren Wärme im Sekundärkreislauf von sechs horizontal aufgestellten Dampferzeugern abgeführt und als Frischdampf den Turbinen zugeleitet wird. Innerhalb eines Druckraums befinden sich die wesentlichen Aggregate des Primärkreislaufs, der Reaktor mit dem Druckhalter und den Hauptkühlmittelkreisläufen, den Dampferzeugern und den Druckspeichern. Die Pumpen und Kühlwasserreservoirs der Hochdruck-, Niederdruck- und Sumpfrückspeisung sowie entsprechende Komponenten des Druckraum-Sprühsystems sind außerhalb des Druckraums untergebracht. Im Gegensatz zu deutschen Anlagen verfügen die Zwillingsblöcke in ihren Druckräumen über ein sogenanntes Nasskondensationssystem, das als passives Sicherheitssystem den bei Störfällen bzw. Druckentlastungen in den Druckraum austretenden radioaktiven Dampf in seinen Nasszellen niederschlägt, reinigt und so den Druckraum druckentlastet. Das Brennelementbecken ist außerhalb des Druckraums neben dem Reaktor untergebracht.

Es gibt betriebliche Systeme, sicherheitsbezogene Systeme (SSB) und Sicherheitseinrichtungen (BS).

Sicherheitseinrichtungen (BS) werden charakterisiert als:

- wichtige Schutz- und Kontrollsysteme (sicherheitstechnisch relevante Mess- und Regeltechnik zur automatischen Aktivierung der Sicherheitseinrichtungen der Anlage),
- Systeme, die für die Durchführung entsprechender Sicherheitsfunktionen aktiviert werden,
- Hilfssysteme zur Unterstützung der Sicherheitseinrichtungen (wie z.B. Stromversorgung, Kühlung, etc).

Sicherheitsbezogene Systeme (SSB) sind folgende Systeme:

- Schutz- und Kontrollsysteme,

- Systeme,
- Hilfssysteme

Alle anderen Systeme und Einrichtungen werden als sicherheitstechnisch unwichtige Systeme bezeichnet.

Alle Sicherheitseinrichtungen sind als erdbebensicher klassifiziert. Die sicherheitsbezogenen Systeme sind nur teilweise erdbebensicher. Nur die Sicherheitseinrichtungen werden einem sogenannten „Qualifizierungsprozess“ unterzogen, der nicht näher definiert wird. Weitere Unterschiede, die Rückschlüsse auf die Robustheit und Zuverlässigkeit der Systeme zulassen, werden nicht angeführt. Es kann auf Basis der zuvor angegebenen Charakterisierungen nicht grundsätzlich davon ausgegangen werden, dass ein nur sicherheitsbezogenes System der Einstufung SBB bei Auslegungsstörfällen grundsätzlich und unabhängig von den Randbedingungen verfügbar ist. Nachfolgend sind die wichtigsten Systeme aufgeführt:

Systeme zur Wasseraufbereitung und Regulierung der Borkonzentration:

- Das **TK**-System (SBB): System zur Zufuhr von Bor und zur Regulierung der Borkonzentration, 3x100 %-Redundanzen, notstromgesichert (Kat II, DG) mit zwei Leitungen, entsprechend dem Volumenregelsystem in deutschen Anlagen. Es ist für betriebliche Vorgänge vorgesehen, soll aber auch bei Störfällen eingesetzt werden.
- Das **TE**-System: betriebliches Kühlmittelreinigungssystem, 2 Pumpen, 2 Leitungen.
- Das **TB**-System: (SBB-Einstufung) Lagerung und Zufuhr von H_3BO_3 -Konzentrat zum Primärkreislauf. Zwei Vorratsbehälter mit H_3BO_3 -Konzentrat ($2 \times 50m^3$) und sechs Pumpen (1 Niederdruckpumpe, 2 Hochdruck-Abdrückpumpen, 3 Notfallpumpen, notstromgesichert (ZN II)). Das H_3BO_3 -Konzentrat wird auf jeden der beiden Vorrattanks durch getrennte Leitungen von der Reinigungsstation und der chemischen Station geführt.
- Das **TC**-System: (SBB-Einstufung) System zur kontinuierlichen Primärkühlmittelreinigung, Wasserchemie.

Sicherheitssysteme zur Kernkühlung (Primärkühlung):

- **TJ**-System: Hochdruckeinspeisesystem, (Sicherheitseinrichtung), 3 x 100 % einschließlich aller Hilfssysteme, notstromgesichert ZN II, 3 Pumpen ($65 m^3/h$), Tanks: $3 \times 80 m^3$ H_3BO_3 -Konzentrat mit 40 g/kg:
 - Zuspeisung von Borwasser bei Kühlmittelverluststörfällen des Primärkreislaufs oder Dampferzeugerheizrohrlecks,
 - Verhinderung von unzulässigen Reaktivitätstransienten.

- **TH-System:** Niederdruckeinspeisesystem, (Sicherheitseinrichtung), 3 x 100 % einschließlich aller Hilfssysteme, notstromgesichert ZN II, 3 Pumpen (280 m³/h) bis 7,1 bar, Tanks: 3 x 250 m³ H₃BO₃-Konzentrat mit 12 g/kg
- **Passives TH-System:** 4 Druckspeicher-Tanks mit je 40 m³ H₃BO₃-Konzentrat mit 12 g/kg mit eigener Einspeiseleitung in den Reaktor. Passive Einspeisung bei nachlassendem Druck.
- **Primärseitiges Notstands-Notkühlsystem SAOZ-:** (Sicherheitseinrichtung), notstromgesichert (Kat ZN II)
System zur Einspeisung in den Primärkreislauf mittels TJ-Pumpen und Abgabe des Primärkühlmittels über Druckhaltersicherheitsventil oder Druckhalterabblaseventil im Feed&Bleed-Modus, Wärmeabgabe an das Druckabbausystem und von da aus über den Nebenkühlwasserwärmetauscher (des Sumpfabsaugesystems), das TQ-Sprühsystem wird weiterhin für die Dampfniederschlagung und Druckhaltung benötigt, die Hochdruckpumpen können bei Nenndruck einspeisen, bei absinkendem Druck kann auf die Niederdruckpumpen umgeschaltet werden. System im Reaktorgebäude, räumlich getrennt.

Systeme zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr:

Betriebliche Systeme zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr:

- **Sekundärseitiges Hauptspeisewassersystem ENČ:** (betrieblich), mittels 6 Dampferzeugern, zwei Turbinengeneratorkondensatoren, Speisewassertanks, 5 ENČ-Pumpen, Wärmeabgabe an das Kreislaufkühlwasser in den Turbinengeneratorkondensatoren
- **Nachkühlsystem DČ:** (SSB), kann mit Dampf und Wasser arbeiten, führt Dampf oder Wasser über zwei technische Kondensatoren, Speisewassertanks, (2 x 100 %), Pumpen 3 x 100 %, Wärmeabgabe über drei Nebenkühlwasserteilsysteme (1 Ersatzsystem), untergebracht im Turbinengebäude und in Nebengebäuden:
 - Im Dampfmodus Abgabe über die Reduzierstation an die technischen Kondensatoren und Speisewasserbehälter; Wärmeabfuhr in den technischen Kondensatoren an das Nebenkühlwasser, notstromgesichert (Kat ZN II), bis auf Kondensatoren nicht erdbebensicher, Wasserergänzung Dampferzeuger über Notspeisesystem und Deionatpumpen (notstromgesichert (Kat ZN II), Wasserquellen: Speisewasserbehälter, Deionattanks.
 - Im Wassermodus Austausch Wasser/Wasser über die technischen Kondensatoren.
- **Notspeisesystem HNČ** (zusammen mit Dampfbeipässen und Sicherheitsventilen) (SSB), 2 x 100 %-Systemstränge/Pumpen, notstromgesichert (Kat ZN II), eng mit dem Hauptspeisesystem vermascht und gemeinsam mit diesem nicht räumlich getrennt im Turbinengebäude:

- Nachwärmeabfuhr über die technologischen Kondensatoren im Dampfmodus
- Dampferzeugerbespeisung bei Niedrigleistung (An- und Abfahrssystem)
- sekundärseitiger Feed&Bleed -Modus.

Sicherheitseinrichtungen zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr:

- **Sekundärseitiges Hauptnotspeisewassersystem SHNČ für beide Blöcke** (zusammen mit Sicherheitsventilen und Dampfbeipässen) (Sicherheitseinrichtung), 3 Deionattanks am Reaktorgebäude gemeinsam für beide Blöcke, 2 x 100 %-Pumpen pro Block mit eigenen Leitungen in separatem Raum im Reaktorgebäude gemeinsam mit Deionatpumpen, notstromgesichert (Kat ZN II), erdbebensicher entsprechend SL 2, Gebäude erdbebensicher und gegenüber Extremwetterbedingungen geschützt.

Sekundärseitige Wärmeabfuhr aus den Dampferzeugern bei Nichtverfügbarkeit von Hauptspeisewassersystem und Notspeisesystem mittels Feed&Bleed-Modus.

- **Dampferzeuger-Armaturen:** je zwei Dampferzeuger-Sicherheitsventile (PVPG) pro Dampferzeuger sowie insgesamt zwei 100 %-Dampfbeipassstationen zur Atmosphäre (PSA), erdbebensicher, fernbedienbar und notstromgesichert (Kat ZN I). Sie können den Dampferzeugerdruck auf 35 bar begrenzen. Zur Kapazität der Sicherheitsventile werden keine Angaben gemacht.

Kühlwassersysteme

- **Kreislaufkühlwassersystem** (betriebliche Einrichtung), Kühlung des Turbinenkondensators im Leistungsbetrieb und Wärmeabgabe über die vier Kühltürme je Zwillingsanlage, nicht notstromgesichert
- **Nebenkühlwassersystem** (ESW, TVD) (Sicherheitseinrichtung), notstromgesichert über Notstromdiesel, 3 x 100 %-Redundanz mit 2 x 100 %-Redundanz für beide Blocks, insgesamt 12 Pumpen, Wärmeabgabe gemeinsam mit dem betrieblichen Kreislaufkühlwassersystem über vier Kühltürme je Zwillingsanlage - nicht notstromgesichert.
 - kühlt die technischen Kondensatoren des Sekundärkreislaufs beim An- und Abfahrbetrieb und bei der Nachwärmeabfuhr bei Störfällen,
 - kühlt die Wärmetauscher des primärseitigen Notkühlsystems (SAOZ) bei Störfällen bzw. der Notkühlssysteme bei Kühlmittelverluststörfällen (Wärmetauscher TQ,)
 - kühlt die Notstromdieselskühlung (DG) im Notstromfall,
 - kühlt die Beckenkühlssysteme (TG).

Nebenkühlwasser, Kreislaufkühlwasser und Kühltürme bilden gemeinsam das sogenannte „tertiäre Kühlwassersystem“, wengleich nur das Nebenkühlwasser als Sicherheitseinrichtung konzipiert ist.

Brennelementbeckenkühlsystem

- **Brennelementbeckenkühlsystem** TG, notstromgesichert (Kat ZN II), zwei getrennte und unabhängige 2 x 100 %-Kühlkreisläufe mit zwei vom Nebenkühlwassersystem gekühlten Wärmetauschern, im Reaktorgebäude außerhalb des Druckraumsystems untergebracht.

3.2 Erdbeben

Im Einzelnen sollte im Rahmen der Stresstestspezifikation zum Thema Erdbeben angegeben werden:

- Das Auslegungserdbeben, für das die Anlage derzeit ausgelegt ist, mit folgenden Daten: Auftretenswahrscheinlichkeit, Berücksichtigung historischer Erdbeben, Auswahlkriterien, Sicherheitsbeiwerte, Aktualität der Daten. Als charakteristische Größe soll die maximale Bodenbeschleunigung (peak ground acceleration, kurz PGA), die der Auslegung der Anlage zugrunde gelegt wurde, angegeben und begründet werden. Ebenso soll das ursprüngliche Auslegungserdbeben zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlage angegeben werden, falls dieses davon abweicht.
- Erdbebenauslegung der Anlage. Identifizierung der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSCs), die bei oder nach einem Erdbeben verfügbar sein müssen und die benötigt werden, um die Anlage in einen sicheren Zustand abzufahren. Maßnahmen, um Schäden am Reaktorkern oder den Kernbrennstoffen im Brennelementbecken zu verhindern, unter Berücksichtigung von Erdbebenfolgeschäden:
 - Versagen von Strukturen, Systemen und Komponenten, die nicht gegen Erdbeben ausgelegt sind und deren Integritätsverlust Schäden mit Konsequenzen verursachen könnten (Leaks oder Risse von Leitungen als Quelle von Überflutung),
 - Verlust der externen Stromversorgung,
 - Situation außerhalb der Anlage, einschließlich Verhinderung oder Verzögerung der Ankunft von Personal oder Ausrüstung,
- Übereinstimmung der Anlage mit der derzeitigen Genehmigungssituation.

3.2.1 Sachstandsermittlung

Auslegungserdbeben

Kennzeichnend für die seismische Gefährdung ist das maximale Erdbeben, das mit einer Wiederkehrrate von 10.000 Jahren auftritt. Für den Standort Dukovany wurde ursprünglich für dieses Erdbeben eine maximale Bodenbeschleunigung von 0,06 g als Erdbeben der Klasse SL-2 (IAEA: Seismic Level 2) mit 10.000-jährlicher Wiederkehrrate festgelegt. Dies entspricht einem Ereignis, das an diesem Standort mit einer Wahrscheinlichkeit von 95 % nicht überschritten wird. Für Dukovany wird ein Erdbeben SL 1 mit einer Wiederkehrrate von 100 Jahren angegeben, das mit einer Horizontalbeschleunigung von 0,05 g und einer Vertikalbeschleunigung von 0,035 g verbunden ist. Grundlage für diese Festlegungen waren die Erdbebenstatistiken der Tschechischen Republik sowie Berechnungen.

Für Nachrüstungen zur Erhöhung der Erdbebensicherheit wurde entsprechend der Empfehlung der IAEA das maximale Auslegungserdbeben (MVZ, Maximální Výpočtové Zemětřesení) mit einer Bodenbeschleunigung in horizontaler Richtung mit 0,1 g und in vertikaler Richtung mit 0,067 g festgelegt. Diese Nachrüstungen sind derzeit noch nicht abgeschlossen und sollen noch bis mindestens 2015 andauern.

Auslegung der Schlüsselkomponenten:

Eine Kategorisierung der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) wurde durchgeführt mit „Typentests“, Berechnungen oder „indirekten Bewertungen auf Basis von Betriebserfahrungen“. Folgende Kategorien werden unterschieden:

- Sa (neu 1a) gleichbedeutend mit dem Erhalt der Funktionssicherheit während und nach MVZ-Erdbeben
- Sb (neu 1b) gleichbedeutend mit dem Erhalt der mechanischen Festigkeit und Lecksicherheit während und nach MVZ-Erdbeben
- Sc (neu 1c) gleichbedeutend mit der Sicherheit gegenüber seismischen Interaktionen und Standfestigkeit während und nach MVZ-Erdbeben

Als funktionssicher gemäß Kategorie „Sa“ gelten folgende Systeme:

Die Kühlwasserreinigung TC, das Notstands-Notkühlsystem SAOZ, die Brennelementbeckenkühlung TG, die Flutbehälter TH und drei Stränge des Niederdruck-Notkühlsystems TH, drei Stränge des Hochdruckkernkühlsystems TJ, das Druckraum-Sprühsystem TQ, Nebenkühlwasser VF (oder ESW/TVD), das Nasskondensationssystem XL, der Primärkreislauf YA, das Volumenausgleichssystem mit dem Druckhalter (Pressurization) YP, die drei Stränge der Dieselgeneratorstation DGS, das Frischdampfsystem, die Brandschutzklappen, das Hauptnotspeisesystem SHN, die Pumpen der zentralen Nebenkühlwasserpumpstation, die Verteilsysteme für Nebenkühlwasser (TVD/ESW), die Kontrollraumbelüftung, die Feuerlöschsysteme am Druckraumsystem sowie die Notstromsysteme der Hauptkategorien 1, 2, 3 und der nachgeordneten Kategorie 4.

Als nicht funktionssicher, aber mechanisch stabil und lecksicher gemäß Kategorie Sb gelten folgende Systeme:

- das für beide Blöcke genutzte Deionatsystem (Demi water),
- das Zwischenkühlsystem zur Nachwärmeabfuhr RHR und die thermische Wasserbehandlung TC.

Hinsichtlich der Gebäude werden folgende Gebäude als standsicher und lecksicher gemäß Kategorie Sb eingeordnet:

- das Reaktorgebäude der Zwillingsblöcke,
- das für beide Reaktorblöcke genutzte Hilfsanlagegebäude an den kurzen Seiten (als Cross Intermediate Room oder Transversal Auxiliary Floor bezeichnet),
- das für beide Reaktorblöcke genutzte längsseitige Hilfsanlagegebäude (als Longitudinal Intermediate Room oder Longitudinal Auxiliary Floor bezeichnet),
- die für beide Blocks genutzte Turbinenhalle mit den Turbinen,
- die Dieselgeneratorstationen,
- das Hauptnotspeisegebäude,
- das Gebäude für die nachrangige Notstromversorgung (4. System),
- die zentrale Nebenkühlwasserpumpstation und die Kühltürme,
- Kabel- und Rohrleitungskanäle.

Kategorie Sc (beeinträchtigt keine anderen Gebäude) ist nur der von zwei Blöcken gemeinsam genutzte Abgaskamin.

Hinsichtlich der Mess-und Leittechnik-Systeme sind unter anderem erdbebensicher gemäß Kategorie Sa:

- der Hauptkontrollraum,
- der Notfallkontrollraum,
- das Reaktorabschaltssystem,
- das ESFAS-System (Engineered safety feature actuating system),
- die Neutronenflussmessung,
- das Reaktorbegrenzungssystem,
- das Brennstabkontrollsystem.

In die Kategorie Sb eingeteilt sind nur das Reaktorkontrollsystem (Reaktor Power Control System) sowie die „Relay Automatics“ des Primärkreislaufs).

An anderer Stelle im Bericht wird darauf hingewiesen, dass das SZN, also das Notstromsystem inklusive der Notstromdiesel erdbebensicher sei und die Gebäude, in denen sich die Komponenten des Notstromsystems befinden (Diesel in der Dieselergeneratorstation, Notstromschienen bzw. Schaltanlagen in den cross und longitudinalen Hilfsanlagegebäuden), derzeit hinsichtlich ihrer seismischen Widerstandsfähigkeit nachgerüstet werden. Dies ist somit noch nicht abgeschlossen und für die Bewertung der Erdbebensicherheit nicht belastbar.

Weiterhin wird im Verlauf des Berichts auch das Deionatsystem, insbesondere mit den Deionattanks, als nachgerüstet für ein Erdbeben mit 0,1 g horizontaler Bodenbeschleunigung bezeichnet /ČEZ 2011, Seite 83/222/.

SSC Robustheit

Die ursprüngliche Auslegung der SSC entspricht einem Wert für SL2 von 0,06 g. 1995 entschloss man sich zu einer Nachrüstung für ein Erdbeben mit horizontaler Beschleunigung von 0,1 g. Diese Nachrüstung ist aber offenbar noch nicht abgeschlossen, denn erst nach Vollendung soll die Robustheit der Anlage aus der Differenz zwischen ursprünglichem Auslegungserdbeben und der Nachrüstung resultieren. Die Wände des Brennelementlagerbeckens gehören zu der „erdbebensicheren hermetischen Zone“ und sollen auch bei einer horizontalen Beschleunigung von 0,1 g integer bleiben. Betreiber und Aufsichtsbehörde gehen davon aus, dass selbst die Überlagerung eines kleinen oder mittleren Kühlmittelverluststörfalls oder anderer Belastungen mit einem Erdbeben unterhalb von 0,1 g ohne Leck beherrscht würde.

Erdbebenbeherrschung

Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen Reaktivitätskontrolle, Wärmeabfuhr und Einschluss der Radioaktivität sollen bei den in Frage kommenden Erdbeben nicht beeinträchtigt sein:

Der Reaktor wird durch das Reaktorschnellabschaltsystem abgeschaltet, automatisch „aufgrund von Fehlern in den entsprechenden Einrichtungen“ oder manuell mit Schalter. Bei einem Versagen der Reaktorschnellabschaltung wird die Abschaltung durch Boreinspeisung mit einem von drei zur Verfügung stehenden Sicherheitseinspeisesträngen gewährleistet.

Die Nachkühlung des Reaktors erfolgt im hier so bezeichneten Feed&Bleed-Modus mit Dampfabgabe an die Atmosphäre. Für die Bespeisung der sechs Dampferzeuger stehe das Hauptnotspeisesystem (SHNČ) mit zwei Pumpen zur Verfügung mit Wasserentnahme aus den Deionatbehältern (demineralized water tanks, Demi-Tanks). Die Wasserreserve der Tanks soll 4 Tage reichen. Die weitere Langzeitwärmeabfuhr müsse nach Ablauf dieser Frist Gegenstand weiterer Überlegungen

sein, auf Basis der Zerstörungen. Hierzu existieren jedoch noch keine Vorgaben oder Anweisungen.

Als weiterhin noch zur Verfügung stehende Maßnahme wird die Bespeisung der Dampferzeuger durch Feuerwehrausrüstung in Betracht gezogen, die Möglichkeiten sind jedoch begrenzt, da der konventionelle Teil des Reaktorgebäudes nicht seismisch nachgerüstet ist und die Verfügbarkeit der Feuerwehr und der erforderliche Transport problematisch sein könnten.

Falls diese Maßnahme nicht durchführbar ist, wird daher die Druckentlastung des Primärkreislaufs über die Druckhaltersicherheitsventile und die Kühlwasserzufuhr mittels der Notkühlpumpen (ECCR/SAOZ) und Nebenkühlwasserunterstützung herangezogen. Bereits bei einem häufiger als 100 jährlich zu unterstellenden Erdbeben von > 6 MSK-64 mit 0,05 g wird mit dem Eintreten eines Notstromfalls und dem Verlust der Jihlava-Frischwasserpumpstation einschließlich der Absetzbecken gerechnet /CEZ 2011/, Seite 76.

Das Brennelementbecken wird über das Brennelementbeckenkühlsystem gekühlt (2x100 %)

Folgeschäden eines Erdbebens

Große Behälter, wie die Speisewasserbehälter (NN) und die Nebenkühlwasserbehälter (ESW/TVD-Tanks), deren Integritätsverlust Sicherheitseinrichtungen beeinträchtigen könnte, sollen „ausreichend“ durch Verankerungen gesichert worden sein.

Bei einem Erdbeben mit einer Intensität > 6 MSK-64 ($PGA > 0,05$), also weit unterhalb des Auslegungserdbebens SL 1, wird für alle vier Blöcke gleichzeitig ein Verlust der Netzanbindungen und ein Misslingen des Lastabwurfs auf Eigenbedarf nicht ausgeschlossen. In diesem Fall wird aufgrund des Stromausfalls von einer Reaktorschnellabschaltung mit anschließendem Naturumlauf in den Reaktoren ausgegangen. Aufgrund von Zerstörungen könnten die Kernkraftwerke von der Versorgung durch die Jihlava-Pumpstation und der Rohwasserzufuhr für die Absetzbecken abgeschnitten werden.

Im Falle zerstörter Infrastruktur und grundlegender Zerstörung des Standortes wäre kein Personalaustausch möglich. Dieser müsste dann mit staatlichen Körperschaften wie z.B. der Armee gelöst werden.

Die Zerstörung von Kommunikationsmitteln würde zu Schwierigkeiten beim Austausch zwischen Kontrollräumen und Betriebspersonal sowie zu außerhalb gelegenen Kontrollzentren und Aufsichtsbehörden führen.

Ebenso wird es als schwierig angesehen, den radiologischen Zustand innerhalb und außerhalb der Anlage feststellen zu können, da alle derzeit betriebenen Systeme des Strahlungsmonitoring (CISRK, SEJVAL, SYRAD, TDS) entweder nicht seis-

misch qualifiziert sind oder sich in Gebäuden befinden, die nicht gegen ein Erdbeben mit einer Intensität > 6 MSK-64 ausgelegt sind.

Die Einrichtungen und das Lösch-Equipment der Standortfeuerwehr einschließlich der Feuerlöschpumpen werden im Falle eines Erdbebens mit einer Intensität > 6 MSK-64 ($PGA > 0,05$ g) als nicht verfügbar angesehen, da das Feuerwehrgebäude nicht erdbebensicher ist, weshalb alle Feuerwehrleistungen quasi als nicht verfügbar betrachtet werden.

Es wird aber in /ČEZ 2011/ wörtlich davon ausgegangen, dass Erdbeben „sich vorankündigen“ und die entsprechenden Geräte rechtzeitig ins Freie transportiert werden können. Hierfür soll es aber noch keine Anweisungen geben.

In Ermangelung schweren Räumgeräts auf dem Anlagengelände wird festgestellt, dass für den freien Zugang zu allen wichtigen Gebäuden Hilfe von außerhalb (Armee, etc.) benötigt würde, um Gebäudeschutt von nicht erdbebensicheren Gebäuden oder die Folgen von Erdrutschungen zu beseitigen.

Notfallschutzräume einschließlich des Arbeitsplatzes des Krisenstabs und des Gebäudes für den technischen Support könnten gefährdet sein, weil die Gebäude selbst nicht seismisch nachgerüstet wurden. Die Unzugänglichkeit des Technischen Support Centers könne aber teilweise durch die Nutzung von der Notsteuerstelle aus gelöst werden.

Bewertung der Sicherheitsmargen

Betreiber und Aufsichtsbehörde gehen davon aus, dass auch bei einer Überschreitung des maximalen Auslegungserdbebens der Intensität 7 MSK-64 ($PGA > 0,1$ g) noch sicherheitstechnisch relevante Systeme funktionieren würden und gehen daher erst ab einer $PGA > 0,112$ g von einem Kernschaden aus. Es wird unterstellt, dass durch ein Erdbeben mit einer $PGA < 0,1$ g und gleichzeitigem LOCA-Störfall die Lecksicherheit des Druckraumsystems nicht beeinträchtigt wird.

Auch eine Flutung des Anlagengeländes durch einen erdbebenbedingten Bruch der nahe gelegenen Talsperren Dalešice oder Mohelno soll keine Gefährdung des Anlagengeländes verursachen. Für den Fall, dass die Pumpstation Jihlava durch eine Bruchwelle des Damms zerstört werden sollte, wird von ausreichender Wasserversorgung für die Nachwärmeabfuhr der vier Blöcke ausgegangen.

Nach eigener Einschätzung hat der Betreiber bisher 90 % aller sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen qualifiziert nachgerüstet. Die Nachrüstung der Elektro-, Mess- und Regelungstechnik wird fortgesetzt. Somit sollen sich potenzielle Auswirkungen eines Erdbebens auf den Verlust sicherheitstechnisch weniger relevanter Hilfsfunktionen durch den Verlust nicht erdbebensicherer SSC sowie auf den Verlust von Personal, mobilen Kapazitäten und Kommunikationseinrichtungen beschränken.

Optimierungsmaßnahmen sind die mittelfristige Fertigstellung der Erdbeben-Nachrüstungen sowie kurzfristig Analysen der seismischen Widerstandsfähigkeit der Re-

aktorgebäude. Arbeitsmöglichkeiten der Notfalleinheiten bei Ausfall des Notfallkontrollzentrums, Sicherstellung ausreichender Personalkapazitäten und Einsatzfähigkeit des Personals, die Zugänglichkeit des Anlagengeländes und das Vorhandensein von notwendigen Einrichtungen sollen geprüft werden.

3.2.2 Bewertungsmaßstab

Bewertungskriterien Erdbeben der RSK

Für alle deutschen Anlagen wird angenommen, dass der Basislevel erfüllt ist, die meisten erfüllen auch den Level 1, einige Anlagen sind auch für Level 2 gesichert.

Basislevel

Die Sicherheit der Anlage ist für ein Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$ nachgewiesen.

Level 1

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-5}/a$ derart ausgewiesen, dass auch bei einer um eine Intensitätsstufe erhöhten Intensität die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 2

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben, Basis: Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$, derart ausgewiesen, dass auch bei einer um zwei Intensitätsstufen erhöhten Intensität die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 3

Erdbeben mit einer Intensität größer Level 2 sind am Standort der Anlage praktisch auszuschließen.

Alternativ:

Es werden Auslegungsreserven derart ausgewiesen, dass bei einer um zwei Intensitätsstufen erhöhten Intensität die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dies wird durch vorhandene Sicherheitssysteme gewährleistet.

3.2.3 Relevanzbewertung

Auslegungserdbeben

Das ursprünglich für den Standort Dukovany geltende Auslegungserdbeben wurde mit einer maximalen Bodenbeschleunigung von 0,06 g entsprechend SL2 und 0,05 g entsprechend SL1 festgelegt.

Die IAEA (IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.6 (2003), Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants) empfiehlt unabhängig von der konkreten seismischen Gefährdung eines Standorts als minimale Basis eine Auslegung für eine maximale Bodenbeschleunigung von 0,1 g. Dies ist einem Erdbeben der Klasse SL-2 (IAEA: Seismic Level 2) zugeordnet, das mit den höchsten Anforderungen verbunden ist und das im Hinblick auf den Nachweis von Sicherheitsfunktionen zugrunde zu legen ist. Aus der Annahme eines Erdbebens der Klasse SL-1 (IAEA: Seismic Level 1) ergeben sich dagegen geringere Anforderungen. Es handelt sich um schwächere Ereignisse, die mit größerer Häufigkeit auftreten. Erdbeben der Klasse SL-1 werden für seismische Gefährdungen, für die Überlagerung von Ereignissen und für ausschließlich betriebliche Anforderungen zugrunde gelegt.

Damit erfüllt die ursprüngliche Erdbebenauslegung in Dukovany nicht die Grundanforderungen der IAEA. Das seit 1995 als Anforderung in Dukovany definierte Erdbeben mit einer Bodenbeschleunigung von 0,1 g gibt den Mindestwert an, der in jedem Fall unabhängig von den ggf. niedriger liegenden Standortanalysen anzusetzen ist. Da die Nachrüstungen derzeit in einigen Bereichen, insbesondere bei den Gebäuden und der Mess- und Leittechnik noch nicht abgeschlossen sind und dies frühestens 2015 der Fall sein soll, ist der Standort Dukovany bisher nicht ausreichend gegen das nach Anforderungen der IAEA mindestens zu unterstellende Erdbeben geschützt.

Es finden sich keine Hinweise auf weitgehend aktuelle wissenschaftlich anerkannte Untersuchungen zur tatsächlichen Erdbebengefährdung in Tschechien. Die Erdbebengefährdungskarte führt nur die Erdbebenereignisse der letzten 100 Jahre auf und die Berechnungen sind nicht genau spezifiziert. Die Untersuchungen beschränken sich im Wesentlichen auf „seismostatistische“ Betrachtungen, eine seismogeologische Methode und eine neue experimentelle Methode, die sogenannte zonenlose Methode, die unter Experten, die nicht näher identifiziert wurden, anerkannt sein soll. Die Kombination aller Ansätze soll schließlich Ungenauigkeiten beseitigen. Die Qualität der für Dukovany verwendeten Methode kann von uns nicht bewertet werden.

Die Erdbebenauslegung entspricht insofern auch nach Abschluss der noch laufenden Nachrüstungen nicht den Anforderungen in Deutschland, wo ein Erdbeben mit einer 10⁵-jähriger Wiederkehr unterstellt wird, und erfüllt insofern nicht den Stand von W u T.“

Strukturen, Systeme und Komponenten

Die Erdbebenauslegung der Anlage wurde einer Nachbewertung unterzogen, bei der Strukturen, Systeme und Komponenten in Kategorien eingeteilt wurden, aus denen sich Anforderungen an die Erdbebensicherheit ergeben. Es wurde geprüft, ob durch die ursprüngliche Auslegung auch stärkere Erdbeben entsprechend den aktuellen Belastungsannahmen abgetragen werden können. Bei der ursprünglichen Auslegung wurden Sicherheitszuschläge eingeführt, die dazu führen, dass nach aktuellen Berechnungen für einzelne Bereiche bzw. unter speziellen Annahmen auch das aktuelle Auslegungserdbeben beherrscht werden kann. Damit werden die damals berücksichtigten Sicherheitsmargen ausgeschöpft. Es bestehen keine Reserven mehr, mit denen auch stärkere Erdbeben, die aus heutiger Sicht angemessen wären, beherrscht werden können. Auch nach derzeit noch nicht erreichtem Abschluss der geplanten Nachrüstmaßnahmen soll die Anlage Dukovany lediglich den Mindeststandard der IAEA erfüllen. Weitergehende Anforderungen, wie sie angesichts der Erkenntnisse aus dem Reaktorunfall in Fukushima absehbar sind, bleiben unberücksichtigt. Eine Erdbebensicherheit nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik wird nicht erreicht.

Die Durchführung der Nachbewertung der SSC erfolgte mit „Berechnungen“, „Typentests“ und „indirekten Bewertungen auf Basis von Betriebserfahrungen“. Diese Methoden werden nicht genauer erläutert, in der Regel werden sogenannte Fragility-Analysen auf Basis umfangreicher Berechnungen für die sicherheitstechnisch wichtigen SSC durchgeführt. Die Vorgehensweise bei der Kategorisierung der SSC in drei verschiedene Klassen ist nicht ausreichend plausibel erläutert. Die Qualität der Nachbewertung kann von uns nicht bewertet werden.

Erdbebensicherheit wichtiger Sicherheitssysteme und Erdbebenbeherrschung

Es finden sich keine detaillierten Angaben zur Erdbebensicherheit der Schlüsselkomponenten Reaktordruckbehälter und der Dampferzeuger. Die Standsicherheit der Speisewasserbehälter wird nicht eindeutig qualifiziert.

Es finden sich an einigen Stellen Hinweise, dass das Notstromsystem noch nicht ausreichend gegen Erdbeben geschützt ist; es sollen zum Beispiel noch Nachrüstmaßnahmen im Bereich der Notstromschienen erforderlich sein /ČEZ 2011/.

Die beiden Systeme TK und TB, die die langfristige Unterkritikalität der Reaktoren gewährleisten sollen, sind in der Liste der bei Erdbeben als funktionssicher zu unterstellenden Systeme nicht aufgeführt. Sie sind nur nachgeordnet als sicherheitsbezogen qualifiziert und notstromgesichert und somit nicht in der gleichen Qualität ausgeführt wie eine Sicherheitseinrichtung. Es ist somit nicht davon auszugehen, dass sie beim Auslegungserdbeben für die langfristige Abschaltung des Reaktors verfügbar sind.

Alle vier Kernkraftwerke können aber von der Versorgung durch die Jihlava-Pumpstation abgeschnitten werden, so dass im Falle eines bei Erdbeben standardmäßig zu unterstellenden länger andauernden Notstromfalls keine Frischwasserzu-

fuhr für die Anlage zur Verfügung steht. Die Frischwasserzufuhr und Aufbereitung bilden aber einen zentralen Teil des Nebenkühlwassersystems und müssen somit wie eine Sicherheitseinrichtung gegen das Auslegungserdbeben ausgelegt werden.

Hinsichtlich der Erdbebensicherheit der dem Nebenkühlwasser neben den eigenen Tanks zur Verfügung stehenden Absetzbecken (Gravity diversion tanks) finden sich keine Angaben.

Das Notspeisewassersystem HNČ ist nicht erdbebensicher. Das Hauptnotspeisewassersystem (SHNČ) verfügt als die wesentliche Sicherheitseinrichtung bei Erdbeben mit nur zwei Speisewassersträngen je Block und drei gemeinsam mit dem Nachbarblock genutzten Deionattanks nicht über ausreichende Redundanz und Unabhängigkeit, insbesondere da von einem Erdbeben beide Blocks gleichzeitig betroffen sind.

Die Durchführung der aufgeführten Notfallmaßnahmen bei einem Auslegungserdbeben muss in Dukovany zudem als stark erschwert bewertet werden, da konventionelle Bereiche des Anlagengeländes, die das erforderliche Equipment für die Feuerwehr und die technische Unterstützung beinhalten, nicht verfügbar sein können. Brände als Folge des Erdbebens können nicht bekämpft werden und stellen somit ggfs. eine weitere Gefährdung für Sicherheitssysteme dar. Für die primärseitige Bespeisung des Reaktors mittels Feed&Bleed wird zur Kühlung Nebenkühlwasser beansprucht, das bei Erdbeben möglicherweise nicht mehr zur Verfügung steht.

Bei durch das Erdbeben zerstörter Infrastruktur sind weitere Probleme bei der Verfügbarkeit von Personal, Kommunikationseinrichtungen, der Strahlungsüberwachung, des Räumgeräts sowie der Notfallschutzräume nicht auszuschließen.

Hierdurch kann auch der Krisenstab hinsichtlich seiner eigenen Sicherheit, seiner Lageeinschätzung sowie seiner Kommunikations- und Informationsmöglichkeiten stark eingeschränkt sein.

Fazit Erdbeben

Die Anlagen in Dukovany sind bisher nicht vollständig gegen das am Standort gemäß IAEA-Anforderungen mindestens zu unterstellende Erdbeben mit einer horizontalen Beschleunigung von 0,1 g ausgelegt. Eine Sicherheitsmarge bzw. Robustheit der Anlage gegenüber dem gemäß IAEA mindestens anzusetzenden Auslegungserdbeben kann damit nicht unterstellt werden.

Nach Abschluss aller geplanten Nachrüstungen in Dukovany soll die Anlage gegen ein Bemessungserdbeben der Magnitude 7° MSK-64 mit einer horizontalen Beschleunigung von > 0.1 g ausgelegt sein. Die Sicherheit der Anlage ist in diesem Fall für ein Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ nachgewiesen. Dies erfüllt lediglich den Mindeststandard der IAEA. Es sind keine Reserven mehr vorhanden zur Erfüllung weitergehender Anforderungen, die aufgrund der

Erkenntnisse aus Fukushima absehbar sind. In Deutschland wurde für alle bestehenden Anlagen für die Wiederkehrrate des Auslegungserdbebens ein Basislevel von $10^{-5}/a$ angesetzt, Die Erdbebenauslegung von Dukovany erfüllt insofern nicht den Stand von Wissenschaft und Technik.

Die zur Beherrschung des Auslegungserdbebens zur Verfügung stehenden Boriersysteme TB und TK sind nicht als erdbebensicher qualifiziert. Die Nachwärmeabfuhr der Reaktoren (Nebenkühlwasser, Demi water) entspricht nicht den Anforderungen des deutschen Regelwerks bezüglich Erdbebensicherheit. Somit wird der Auslegungsstörfall Erdbeben in Dukovany ggfs. nicht sicher durch die Sicherheitseinrichtungen beherrscht, sondern ist auf Notfallmaßnahmen angewiesen. Die Beherrschung des Auslegungserdbebens mittels Notfallmaßnahmen muss als eingeschränkt bewertet werden, da die Verfügbarkeit der notwendigen Ausrüstung der Feuerwehr, notwendiger Schutzräume bzw. die Beurteilung der radiologischen Situation eingeschränkt sein können. Insbesondere durch Erdbebenfolgebrände können dadurch weitere Sicherheitseinrichtungen gefährdet sein.

3.3 Hochwasser

3.3.1 Sachstandsermittlung

Die ursprünglichen Auslegungsrandbedingungen der Anlagen in Dukovany basieren auf russischen Standards. Vor dem Baubeginn der Anlage wurden deshalb keine entsprechenden Auslegungsparameter erhoben. Es finden sich keine Hinweise auf standortspezifische hydrogeologische Gutachten. Im Jahr 2000 begann zunächst eine Nachbewertung der Anlage hinsichtlich ihrer Robustheit gegenüber von der Natur verursachten Einwirkungen.

Der Betreiberbericht /ČEZ 2011/, Seite 80, weist kein Bemessungshochwasser aus. Es werden die Höhendifferenzen zum hochgelegenen Staudamm Dalešice und zum 80 m niedriger gelegenen Staudamm von Mohelno angegeben. Der Standort der Kernkraftwerke befindet sich auf dem oberen Höhenniveau der beiden Staueen. Die Höhe der Dalešice-Staumauer mit 384,00 m und der unterste Geländebereich der KKW mit 383,50 m liegen ungefähr auf gleichem Höhenniveau. Aufgrund des maximalen Hochwasserspiegels im Stausee von 381,50 m sowie des ansonsten abschüssigen Geländes werden die Kernkraftwerke als bei Hochwasser sicher eingestuft.

Das Dalešice-Staubecken ist für ein 1000-jähriges Hochwasser ausgelegt, das einer Durchflussmenge von 460 m³/s für Mohelno entspricht.

Die Kernkraftwerke in Dukovany sollen weitgehend luftgekühlt werden. Das technische Wasser für die Kühlwasserergänzung (raw water make up) wird dem Fluss Jihlava entnommen. Die Pumpwasserstation des Jihlava wird als einzige Komponente der Anlage als flutwassergefährdet eingestuft. Sie ist nicht als Sicherheitseinrichtung qualifiziert und ihr Ausfall erfordert die Abschaltung aller vier Reaktoren. Dennoch wird diese Situation nur als abnormaler Betrieb eingestuft. Die Cliff-Edge, ab der dann in den Anlagen kein Kühlwasser mehr zur Verfügung steht, wird mit 400 Stunden oder 16 Tagen angegeben.

Der Grundwasserlevel unter den KKW-Gebäuden wird mit „mehrere Meter unterhalb der Gebäudefundamente“ angegeben. Der Anstieg des Wasserlevels in der Anlage wird ausschließlich auf Niederschlagsmengen zurückgeführt.

Es finden sich damit nur Angaben für eine 100 jährlich auftretende Niederschlagsmenge/Tag in Höhe von 7,7 cm und eine 10.000^ojährlich auftretende Niederschlagsmenge von 11,5 cm/Tag. Diese im Laufe eines Tages anfallenden Niederschlagsmengen sollen über das weitverzweigte Abwasserentsorgungssystem der Anlage abgeführt werden. Offenbar liegen jedoch bestimmte Bereiche der Anlage in Grundwassernähe, weshalb hier eine Wasserförderung über zu diesem Zwecke angelegte Bohrlöcher in das Abwassersystem erfolgt.

Die Auslegung des Abwassersystems entspricht einem maximalen Durchsatz von 3810 l/s. Die statistischen Erhebungen zu den Niederschlägen basieren auf den Messwerten der meteorologischen Stationen (nach IAEA safety guide NS-G-3.4, 2003) am Standort und in der Nachbarschaft.

Als Bemessungsgröße für die abzuführende Hochwassermenge in der Anlage wurde somit berücksichtigt:

- einmalig 11,5 cm Niederschlag/Tag,
- vollständige Verstopfung des Abwassersystems,
- die entsprechende Höhenkartierung des Geländes.

Die eintägige Einwirkung eines 10.000-jährigen Starkregenereignisses mit 11,5 cm Wasserstand auf dem Anlagengelände wird von der Zeitdauer der Einwirkung her als ungefährlich eingestuft. Das Abwassersystem der Kernkraftwerke sei zu weit verzweigt und die Dauer des Starkregens zu kurz, um die Anlagensicherheit zu gefährden.

Die beiden niedrigsten Gebäude des Sicherheitssystems, das Nebengebäude für das Hauptnotspeisewassersystem (14 cm höher als die Umgebung) und die Dieselgeneratorstation 1 (17 cm höher als die Umgebung), werden in den Berichten /ČEZ 2011/, /SJUB 2011/ als minimale Reserve gegenüber einem hypothetischen Wasseranstieg in der Umgebung von 11,5 cm angesehen. Das Höhenniveau auf dem Gesamtgelände liegt zwischen 389,10 bis 383,5 m über dem Meeresspiegel. Die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude sollen sich dabei auf dem höchsten Niveau von 389,10 m befinden.

Hinsichtlich der die Anlage umgebenden Infrastruktur räumt der Betreiber mögliche Schwierigkeiten bei der Zugänglichkeit der Anlage ein, einerseits aufgrund der Überschwemmung von Trebic, wo die meisten Angestellten leben und andererseits aufgrund möglicher Ablagerungen von Schutt und Geröll im Bereich der Zufahrtswege. Für diesen Fall erwartet der Betreiber Unterstützung durch staatliche Institutionen, wie z.B. die Armee. Die üblichen Kommunikationsmittel, wie Festnetztelefone, mobiles Netzwerk, drahtlose Stationen und Alarmsysteme sind nicht gegen Überflutung ausgelegt. Für diesen Fall wird mit der Gefährdung der Langzeitkommunikation mit den außerhalb der Anlage bestehenden Kontroll-Zentren, Interventionspersonal und den Aufsichtsbehörden gerechnet.

Als Vorkehrungen gegenüber Starkregenereignissen wird das Abwasserentsorgungssystem jährlich geprüft und instandgesetzt. Allerdings ist die Werksfeuerwehr inklusive ihrem gesamten Equipment (inklusive Transport- und mobile Pumpeinrichtungen) in einem Feuerwehrgebäude untergebracht, das nicht gegen Hochwasser gesichert ist. Dennoch wird nicht davon ausgegangen, dass die Feuerwehrausrüstung für den Fall einer Überflutung unbrauchbar sein könnte.

Es wird aber nicht ausgeschlossen, dass bestimmte Gebäudezugänge aufgrund der Fluten unzugänglich sein könnten. So wird eingeräumt, dass eine der beiden zentralen Nebenkühlwasser-Pumpstationen unterhalb des 0,0 m-Niveaus untergebracht ist und sich möglicherweise eine größere Menge Wasser im Bereich der Pools unter den Kühltürmen sammeln könnte. Diese Situation müsse noch näher analysiert werden.

Es sei auch wahrscheinlich, dass die Notfallschutzräume und die Arbeitsplätze des Krisenstabs und der technischen Hilfsgebäude unbenutzbar würden, da sie nicht gegen Überflutung ausgelegt seien. Für diesen Fall müssten der Technische Support und der Krisenstab von dem „HP shelter“ unterstützt werden. Die Bezeichnung „HP shelter“ wurde nicht näher erläutert.

Weiterhin räumt der Betreiber ein, dass das Abwasserentsorgungssystem bei einer infolge der Ereignisse in Fukushima durchgeführten Inspektion einige Abweichungen vom genehmigten Anlagenzustand aufgewiesen habe. Diese betrafen Verstopfungen eines Teils des Abwassersystems.

3.3.2 Bewertungsmaßstab

Bewertungskriterien Hochwasser der RSK

Die deutschen Anlagen erfüllen den Basislevel sowie level 1 nach Erbringung von Nachweisen, ein Teil der Anlagen erfüllt level 3.

Basislevel

Die Anlagen sind gemäß deutschem, aber auch internationalem Regelwerk gegenüber einem 10.000-jährigen Bemessungshochwasser auszulegen. Als minimal zu erfüllende Anforderung der Anlagensicherheit gilt in diesem Fall, dass die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude, Systeme und Komponenten nicht durch Wasser in ihrer Funktion beeinträchtigt sind.

Sicherheitsmarge gemäß RSK

Level 1:

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Bemessungshochwasser (10.000-jährliches Hochwasser) ausgewiesen, so dass für Flussstandorte bei einem um den Faktor 1,5 höheren Abfluss und für Tide-Standorte bei einem um einen Meter höheres Hochwasser gegenüber dem Bemessungshochwasser sowie bei unterstelltem Versagen von Staustufen, soweit deren Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache begründbar sind, Deichen o. ä. und dem daraus resultierenden Pegel der Erhalt der vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 2:

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Bemessungshochwasser (10.000^ojährliches Hochwasser) ausgewiesen, so dass für Flusstandorte bei einem um den Faktor 2,0 höheren Abfluss und für Tide-Standorte bei einem um zwei Meter höheres Hochwasser gegenüber dem Bemessungshochwasser sowie bei unterstelltem Versagen von Staustufen, soweit deren Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache begründbar sind, Deichen o. ä. und dem daraus resultierenden Pegel der Erhalt der vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 3:

Aufgrund der Topographie und der Anlagenauslegung unter Berücksichtigung der Anforderungen des Levels 2 ist ein Ausfall von vitalen Funktionen praktisch ausgeschlossen. Temporäre Maßnahmen werden dabei nicht berücksichtigt.

3.3.3 Relevanzbewertung

Aufgrund des Höhenniveaus zwischen den beiden Stauseen und dem Fluss Jihlava wurde die Möglichkeit einer Standortüberschwemmung nicht entsprechend den Vorgaben für die Ermittlung eines 10.000^ojährigen Bemessungshochwassers quantifiziert. Die Topologie des Geländes kann an dieser Stelle nicht geprüft werden, die Angaben werden aber als plausibel bewertet.

Die Annahme einer eintägigen, einmalig in 10.000 Jahren auftretenden Niederschlagsmenge von 11,5 cm ist in diesem Zusammenhang als unzureichend zu bewerten. Diese Art von Wettereinwirkung hat nichts mit dem eigentlichen Bemessungshochwasser zu tun, sondern entspricht einer Einwirkung auf die Anlage, die eher dem Bereich „Extremwetter“ zuzuordnen und hier auch – ggfs. überlagert mit Hochwasser mit einem kombinierten Auftreten von Erdbeben zu betrachten ist.

Die für einen Tag angesetzte Menge von 11,5 cm erscheint als zu gering und auf Basis der lokalen Messwerte nicht ausreichend wissenschaftlich für ein 10.000 jährliches Auftreten begründet. Zum Vergleich: die hier angesetzte Menge wurde 1920 im Allgäu innerhalb von acht Minuten noch überschritten. Im Erzgebirge fielen am 13. August 2003 innerhalb von 24 Stunden 35 cm. Die Höhenangaben zu den „niedrigsten“ sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden, das Hauptnotspeisewassersystem 1 und die Dieselgeneratorstation 1 (dies müssten die Stationen auf der östlichen Seite des Anlagenplans in Richtung BRNO sein) und ihre Höhe gegenüber den umgebenden Gebäuden erscheinen auf Basis der zuvor gemachten Angaben plausibel. Insgesamt ergibt eine Höhe von 14 cm (Hauptnotspeisewassersystem) und 17 cm (Dieselgeneratorstation) gegenüber einer unterstellten Geländeüberflu-

tion von 11,5 cm keine wesentliche Sicherheitsmarge, sondern nur eine Differenz von 2,5 bzw. 5,5 cm. Zumal – wie bereits angedeutet - auch mehrtägige Starkregen-Ereignisse denkbar sind, mit erheblich mehr Überflutungspotenzial.

Insofern wird das Szenario, das in Dukovany für das Auftreten einer Geländeüberflutung angesetzt wurde, sowohl als nicht ausreichend plausibel begründet als auch als nicht abdeckend bewertet.

Nicht betrachtet wurde ein mögliches Eindringen von Grundwasser in die Anlage für den Fall eines angestiegenen Grundwasserspiegels. Der Grundwasserspiegel unter den Gebäuden wird nicht genau quantifiziert. Die Angaben, dass für bestimmte Gebäude Bohrlöcher zum Abwasserentsorgungssystem der Anlage angelegt werden mussten, um Grundwasserprobleme zu vermeiden, deuten aber darauf hin, dass der Grundwasserspiegel bei der Hochwasserbetrachtung ggfs. Berücksichtigung finden sollte.

Überflutungsszenario

Es befinden sich in der Umgebung der Dieselgebäude und Hauptnotspeisegebäude noch das Reaktorgebäude, die Dieseltankstation und das Feuerwehrgebäude, deren sicherheitstechnische Bedeutung als gleichwertig einzuschätzen ist. In diesem Zusammenhang fehlen in den Berichten qualifizierte Angaben zur Überflutungssicherheit der anderen Gebäude, die auch von sicherheitstechnischer Relevanz sind, wie bspw. Kabelkanäle und Dieseltankstationen.

Da sich die zentrale Nebenkühlwasser-Pumpstation 1 unterhalb des 0,0 m-Anlagen-niveaus befindet und sich eine größere Menge Wasser im Bereich der Pools unter den Kühltürmen sammeln könnte, ist der Ausfall der Notstromdiesel (nach Verbrauch des 7h-Vorrats) und der Nebenkühlwasserpumpen für die Zwillingenblöcke 1 und 2 möglicherweise nicht auszuschließen. Selbst wenn die Notstromdiesel nacheinander eingesetzt werden können, ist die Kühlung der Diesel bedingt durch den Ausfall der Nebenkühlwasserpumpen möglicherweise gefährdet. Die Analysen hierzu sind jedoch noch nicht abgeschlossen, weshalb an dieser Stelle keine Aussage zur Gefährdungssituation vorgenommen werden kann.

Notfallmaßnahmen

Die Durchführung von Notfallmaßnahmen kann zudem möglicherweise nicht oder nur eingeschränkt stattfinden, da das hierzu erforderliche Equipment, wie z.B. mobile Pumpen im technischen Hilfsgebäude oder im Feuerwehrgebäude, ggfs. überflutet ist oder aufgrund der Überschwemmung nicht an die vorgesehenen Einsatzorte transportiert werden kann.

Probleme könnten auftreten bei der Krisenkommunikation, der Inanspruchnahme von externer Hilfe infolge mangelnder Geländezugänglichkeit und somit auch bei der Durchführung von Notfallmaßnahmen und von Strahlenschutzmessungen.

Fazit:

Es wird als plausibel bewertet, dass die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude auf dem Gelände in Dukovany aufgrund seiner topologischen Voraussetzungen gegenüber Hochwasser ausreichend geschützt sind.

Die deshalb erfolgende Betrachtung eines Starkregenereignisses hat nichts mit dem eigentlichen Bemessungshochwasser zu tun, sondern entspricht einer Einwirkung auf die Anlage, die eher dem Bereich „Extremwetter“ zuzuordnen und hier auch – ggfs. überlagert mit Hochwasser oder mit einem kombinierten Auftreten von Erdbeben – zu betrachten ist. Für den Fall eines zu unterstellenden Starkregenereignisses ist nach bisher nicht abgeschlossenen Untersuchungen eine Überflutung einer der beiden zentralen Nebenkühlwasser-pumpenstationen nicht auszuschließen, was zu einem Ausfall des Nebenkühlwassersystems führen könnte.

Die Analysen zu einem unterstellten Ereignis mit Überflutung des Anlagengeländes sind somit nicht vollständig und unabhängig davon noch nicht abgeschlossen, weshalb an dieser Stelle keine Aussage zur Gefährdungssituation durch Überflutung vorgenommen werden kann. Sollte eine Überflutung durch Starkregenereignisse nicht sicher ausgeschlossen werden können, ist jedoch festzustellen, dass erforderliche Notfallmaßnahmen durch die mögliche Überflutung von Hilfsgebäuden, Einschränkungen in der Zugänglichkeit des Anlagengeländes, mangelnde Einsatzbereitschaft des Feuerwehrequipments, fehlenden Nachschub des Personals sowie den möglichen Ausfall der radiologischen Messeinrichtungen, der Notfallschutzräume, der Arbeitsplätze des Krisenstabs und der technischen Hilfsgebäude erschwert werden können, da sie nicht gegen Überflutung durch Starkregen ausgelegt sind.

3.4 Extreme Wetterbedingungen

3.4.1 Sachstandsermittlung

Die ursprünglichen Auslegungsrandbedingungen der Anlagen in Dukovany basieren auf russischen Standards. Vor Planungsbeginn der Anlage wurden am Standort keine Auslegungsparameter für die dort zu erwartenden Extremwetter erhoben. Es finden sich keine Hinweise auf standortspezifische hydrogeologische Gutachten. Im Jahr 2000 begann zunächst eine Nachbewertung der Anlage hinsichtlich ihrer Robustheit gegenüber naturbedingten Einwirkungen, basierend auf den meteorologischen Messergebnissen der letzten 30 Jahre am Standort und in der näheren Umgebung. 2009 und 2010 erfolgte eine Überprüfung der Bemessungswerte für die Robustheit sicherheitsrelevanter Gebäude gegenüber extremen Wind und Schneebedingungen anhand von Wetteraufzeichnungen der letzten 50 Jahre. Betrachtet wurden Starkwinde, Schnee, maximale und minimale Temperaturen.

Ein Abgleich der ursprünglichen Auslegung mit den Ergebnissen der Nachbewertung ergab, dass die Anlagenauslegung hinsichtlich Starkwind und Schnee weder

für die 10.000^ojährlich wiederkehrenden noch die 100 jährlich wiederkehrenden Wetterereignisse entsprechend IAEA NS-G-3.4 ausreichend war. In einem weiteren Schritt wurden Kombinationen von Extremwettern betrachtet. Hierbei kristallisierten sich abdeckend für den Sommer Starkwinde in Kombination mit hoher Temperatur und im Winter Starkwinde mit starken Niederschlägen in Form von Schnee heraus. Für diese beiden Fälle wurden potenzielle Ausfallszenarien betrachtet. Man kam zu dem Schluss, dass die Kombination von hohen Temperaturen und starken Winden zu ähnlichen Risiken wie die Einzelereignisse führen würden. Bei der Kombination von Starkwind und starken Niederschlägen in Form von Schnee unterstellte man, dass Starkwind eine Ansammlung hoher Schneelagen auf den Dächern nicht zulassen würde. Insofern wurden dann doch nur die Einzelereignisse betrachtet:

Starkwind

Bei Starkwind sind ein Verlust des externen Stromnetzes und eine reduzierte Wärmeabgabe mittels des ESW-Systems (Nebenkühlwassersystem) über die Kühltürme nicht auszuschließen. Beide Ausfälle sind dabei für alle vier Reaktoren gleichzeitig zu unterstellen. Der Ausfall der externen Stromversorgung resultiert aus der fehlenden Auslegung gegenüber Extremwind und hat die Umschaltung auf Notstromdiesel zur Folge.

Bedingt durch hieraus resultierende erhöhte Temperaturen im Nebenkühlwassersystem ist mit einem stufenweisen Ausfall der Dieselgeneratoren infolge unzureichender Kühlung und einem Station-Blackout zu rechnen, sofern keine Notfallmaßnahmen ergriffen werden.

Bei Starkwind können die Dächer der zentralen Nebenkühlwasser-Pumpstation weggetragen und die darin befindlichen ESW-Pumpen beeinträchtigt werden. Es wird jedoch davon ausgegangen, dass nicht alle 2 x 12 Pumpen gleichzeitig ausfallen.

Auch das Dach des Maschinenhauses könnte herunterfallen und hierdurch empfindliche Sicherheitssysteme innerhalb des Gebäudes (die Reaktorkühlsysteme oder die Notbespeisung der Dampferzeuger, TVD- oder Frischdampfleitungen) beeinträchtigt werden. Das Reaktorgebäude selbst ist noch nicht detailliert auf die Einwirkungen von Starkwinden untersucht worden. Bei einer Zerstörung des Dachs wird aber ein Schaden am Brennelementbecken als sehr unwahrscheinlich eingeschätzt. Begründet wird die schlechte oder bisher nicht behandelte Auslegung sicherheitsrelevanter Gebäude mit den zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlage ausschließlich wirksamen Belastungsvorgaben für normale Gebäude.

Das identifizierte Risiko besteht nach Angaben des Betreibers /ČEZ 2011/, Seite 91 in einem Verlust der Nachwärmeabfuhr für alle vier Reaktoren und Brennelementbecken und nachfolgendem Verlust der Messtechnik nach Verbrauch der Batterievorräte. Werden keine Notfallmaßnahmen durchgeführt, kann ein Kernschaden innerhalb von neun Stunden nach Eintritt des Station-Blackouts eintreten. Erfolgt

das Anfangsereignis bei einer in Revision befindlichen Anlage mit geöffnetem Reaktor, ist mit dem Verlust des Kühlmittels innerhalb von 8-10 Stunden und mit einer Freisetzung aus dem Kern innerhalb von 16-20 Stunden nach dem Verlust der Zirkulation im Sekundärkreislauf (in diesem Fall des Nebenkühlwasserkreislaufs) zu rechnen.

Die Prüfung von BHB-Prozeduren mit dem Titel „Zerstörung der Kühltürme und der 400 kV/110 kV- Netze“, um ein derartiges Ereignis zu beherrschen, erbrachte kein zufriedenstellendes Ergebnis. Der Betreiber geht davon aus, dass technische Nachrüstungen erforderlich sein werden.

Schwerer Schneefall und Eis

Bei der Auslegungsüberprüfung gegenüber Schneelast ergab sich ebenfalls, dass das Dach des Turbinengebäudes nicht einmal gegen ein 100-jähriges Schneeereignis und bei weitem nicht gegen ein 10.000-jähriges Schneeereignis ausgelegt ist.

Die Nachbewertungen des Reaktorgebäudes und der zentralen Pumpstationen sind noch nicht abgeschlossen.

Es werden bei Schneefall ähnliche Risiken erwartet wie bei Sturm, ein Einbrechen des Turbinengebäudedachs könnte ebenso die sicherheitsrelevanten Einrichtungen des Nachwärmeabfuhrsystems, die Notbespeisung der Dampferzeuger und die Nebenkühlwasserleitungen betreffen. Allerdings geht man davon aus, dass die entsprechenden Dächer in ausreichenden Zeiten durch operative Maßnahmen von ihren Schneelasten befreit werden können, wenngleich hierfür noch keine Prozeduren festgelegt wurden.

Maximale Temperaturen

Ein Ausfall der externen Netze bei maximalen Temperaturen von 46,2°C für eine tägliche Dauer von sechs Stunden und ein Lastabwurf mindestens einer Anlage in den Eigenbedarf würden einen Weiterbetrieb der Jihlava-Pumpstation ermöglichen. Ein Misslingen des Umschaltens auf Eigenbedarf würde zu einem Ausfall der Rohwasserabnahme (Nebenkühlwasserabnahme) aus dem Jihlava führen. Hierdurch würde das Kühlwasser für den Dieselgeneratorbetrieb und den Kondensator auch bei Kühlturbetrieb nicht unterhalb 33°C sinken, was langfristig für den Betrieb des Dieselgenerators nur dann akzeptabel wäre, wenn die Leistung so reduziert würde, dass das Schmieröl nicht 60°C und die Temperatur des inneren Kühlkreises 83°C nicht überschreiten würde. Eine Luftkühlung der Dieselgeneratoren und ihrer Peripherie ist ebenso wenig vorhanden, wie entsprechend einzuleitende Maßnahmen und Notfallprozeduren. Für derartige Wetterprognosen langanhaltender Hitzeperioden ist das stufenweise Abfahren der Reaktoren zu erwarten.

Minimale Temperaturen

Den Minustemperaturen von maximal 35,8°C über einen Zeitraum von fünf Tagen werden keine negativen Folgen im Anlagenbetrieb zugeschrieben. Der Effekt von

Eis im Wassermanagement der Gebäude wurde analysiert. Es wird von der weiteren Funktion der Sicherheitseinrichtungen ausgegangen.

Es wird betont, dass bisher erst mit der Analyse von Extremwetterauswirkungen von Gebäuden und sicherheitsrelevanten Systemen begonnen wurde. Es ist aber auch anzunehmen, dass bei extremem Wind oder Schnee Schäden an den Hilfeinrichtungen auftreten. Auch die Isolation des Geländes mit beeinträchtigter Erreichbarkeit kann über mehrere Tage andauern. Das Feuerwehrgebäude wird derzeit noch bewertet.

Folgende Optimierungsmaßnahmen können für die Verbesserung der Robustheit der Anlage betrachtet werden:

Kurzfristig: Betriebsprozeduren für Extremwetterereignisse, Verfügbarkeit für ausreichendes Personal bei Extremwetterereignissen, Analysen der Feuerwehrgebäude, Nebenkühlwasserpumpstationen und Reaktorgebäude bei Extremwetterereignissen.

Mittelfristig: Maßnahmen für eine diversitäre Wärmesenke, weitere Analysen der Bewertungsmethoden, Verifizierung der Analysen, technische Verbesserungen.

3.4.2 Bewertungsmaßstab

Die deutschen Sicherheitskriterien für KKW /GRS 2009/ beschreiben die Anforderungen an die Berücksichtigung klimatischer Ereignisse:

Für Ereignisse wie extreme standortabhängige Einwirkungen, wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen) sind Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten Auslegungskriterien vorgegeben, die sicherstellen, dass redundanzübergreifende bzw. ggf. sonstige nicht beherrschbare Auswirkungen nicht eintreten können.

Dabei sollen die als Auslegungsstörfälle zu unterstellenden Ereignisse Kombinationen mehrerer naturbedingter oder sonstiger Einwirkungen von außen, die der Sicherheitsebene 3 zugeordnet sind, oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen berücksichtigen.

Der Auslegung sollen dabei die jeweils folgenschwersten naturbedingten Einwirkungen oder sonstigen Einwirkungen von außen zu Grunde gelegt werden, die an dem betreffenden Standort berücksichtigt werden müssen; die Besonderheiten lange andauernder äußerer Einwirkungen sowie Kombinationen mehrerer naturbedingter oder sonstiger Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz,

Brände) oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z. B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall). Diese Kombinationen werden dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten aufgrund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unterstellt werden muss.

3.4.3 Relevanzbewertung

Die Anwendung konventioneller Bauvorschriften für die Errichtung sicherheitstechnisch relevanter Gebäude wie den Reaktorgebäuden, den Maschinenhäusern und den zentralen Pumpstationen entsprach bereits zu Beginn der Errichtung von Leistungsreaktoren Anfang der 70iger Jahre nicht internationalem und deutschem Regelwerk.

Die bisherige noch nicht abschließende Nachbewertung der Gebäude ergab, dass bereits bei Extremwetterbedingungen, die mit 100 jährlicher Wahrscheinlichkeit des Auftretens angenommen werden, insbesondere bei Orkan mit Starkregen, extremen Niederschlagsereignissen (Schnee) und Hitzeperioden Schäden bzw. Ausfälle sicherheitstechnischer Gebäude und Systeme nicht auszuschließen sind. Insbesondere sind Schäden in allen Systembereichen der Nebenkühlwasserversorgung nicht auszuschließen.

Beim erwarteten Eintritt von Schäden durch Schnee oder Wind am Dach der zentralen Pumpstationen wird angenommen, dass nicht alle Pumpen ausfallen. Gebäudeschäden durch Schneelasten werden ausgeschlossen, da davon ausgegangen wird, dass der Schnee vom Orkan heruntergeweht würde. In den letzten Jahren war das Auftreten hochfeuchten Schnees in Europa für Dacheinstürze verantwortlich, Zudem besteht bei Orkanen auch die Möglichkeit von Lastansammlung durch Verwehungen. Es kann grundsätzlich nicht ohne weiteres unterstellt werden, dass der Schnee einfach „weggeweht“ wird. Es ist nicht ausreichend konservativ, zu unterstellen, dass schneebelastete Dächer durch operative Maßnahmen von ihren Schneelasten befreit werden können, wenn andernfalls das Risiko einer Schutzzielverletzung besteht. Weiterhin ist bei Orkan mit Starkregen davon auszugehen, dass alle 2 x 12 Kühlwasserpumpen gleichzeitig ausfallen, wenn die Dächer der zentralen Pumpstationen bei Orkan so beschädigt werden, dass die Gebäude unter Wasser stehen.

Die wesentlichen Sicherheitseinrichtungen müssen aufgrund ihrer Basisauslegung gegen Extremwetter geschützt sein. Die Annahmen hinsichtlich der Beherrschung der Auswirkungen von Extremwetter werden daher als nicht ausreichend konservativ bewertet.

Integritätsverluste von Dachkonstruktionen über sicherheitsrelevanten Systemen wie Notspeisesystemen, Notkühlsystemen und Hilfssystemen von Dieselgenerato-

ren bei Orkan können in Zusammenhang mit extremen Niederschlagsereignissen die Funktionssicherheit sicherheitstechnisch relevanter Komponenten einschließlich der Mess- und Regeltechnik beeinträchtigen. Dies muss als schwerwiegende Schwachstelle bewertet werden.

Die Einschätzung, dass die Auswirkungen extrem tiefer Temperaturen nicht weiter zu betrachten sind, wurde nicht ausreichend plausibel begründet. Es sollte dargelegt werden, dass die Deionattanks der Dampferzeuger der Hauptnotspeisewassersysteme nicht einfrieren können, ebenso wie die Wasserzufuhr aus dem Jihlava. Auch die Auswirkungen auf die externe und interne Energieversorgung sind zu betrachten. Keine Angaben finden sich in Betreiber- und Behördenberichten zu den potenziellen Auswirkungen von Starkgewittern auf die sicherheitstechnischen Einrichtungen, insbesondere die Elektro-, Mess- und Regelungstechnik. Auch die Überlagerung von Gewitter und Sturm wurde somit nicht behandelt. Gewitter zählt jedoch neben Sturm zu den Extremwettern, die die meisten Ereignisse in Kernkraftwerken verursachen und sind daher mit Sturm und Starkniederschlägen zu überlagern. Die Sicherstellung der elektromagnetischen Verträglichkeit bzw. die Beherrschung von transienten Spannungseinträgen in die Energieversorgung von nuklearen Anlagen bildet nach internationalen und deutschen Regelwerken eine wichtige Voraussetzung für den Anlagenbetrieb. Weiterhin fehlen Szenarien zu möglichen Erdbeben auf dem Anlagengelände, derartige Ereignisse wurden von der RSK für deutsche Anlagen betrachtet. Die Schilderungen entsprechend /ČEZ 2011/, Seite 10 weisen darauf hin, dass vor der Errichtung der Gebäude eine Stabilisierung des teilweise verwitterten Baugrundes vorgenommen wurde. Es finden sich jedoch bei ČEZ keine Angaben bezüglich einer Nachbewertung dieser vor Baubeginn der Anlage ergriffenen Maßnahme. Insofern ist nicht sicher, ob diese Behandlung des Baugrundes aus heutiger Sicht den Anforderungen standhält, die bei Einwirkungen durch Extremwetter, Überflutung oder Erdbeben zu unterstellen sind.

Es ist als schwerwiegende Schwachstelle zu bewerten, dass ein Orkanereignis, kombiniert mit Starkregen, einen Verlust der Nachwärmeabfuhr für alle vier Reaktoren und Brennelementbecken sowie einen Station-Blackout nach sich ziehen kann, sofern nicht von Notfallmaßnahmen Kredit genommen wird. Die Prüfung von BHB-Prozeduren, um ein derartiges Ereignis zu beherrschen, erbrachte kein zufriedenstellendes Ergebnis. Zu unterstellende Schäden und Ausfälle an anderen Systemen und Gebäuden lassen darauf schließen, dass auch die Durchführung von Notfallmaßnahmen aufgrund zerstörter Hilfs- und Schutzeinrichtungen nur eingeschränkt möglich sein würde sowie mit einer mehrere Tage andauernden Unzugänglichkeit des Geländes zu rechnen ist.

Die Reaktoren sind nach geltendem europäischem und internationalem Recht derart gegen Extremwetter auszulegen, dass die Einhaltung der Schutzziele nicht gefährdet wird. Bei Orkan ist die Einhaltung des Schutzziels „Abfuhr der Nachwärme“ ggfs.

nicht mit den hierfür vorgesehenen Sicherheitssystemen gewährleistet. Erschwerend ist nicht auszuschließen, dass weder betriebliche Maßnahmen des BHB noch Notfallmaßnahmen zur weiteren Beherrschung zur Verfügung stehen und ein auslegungsüberschreitender Störfall mit Station-Blackout und Ausfall aller Messwerte eintritt. Es ist zu diskutieren, ob bei Extremwetterbedingungen von Notfallmaßnahmen auf dem Anlagengelände Kredit genommen werden kann.

Der Betreiber räumt die Möglichkeit von Station-Blackouts in allen vier Reaktoren mit Kernschmelzen innerhalb von 9 bis 10 Stunden ein, wenn keine Maßnahmen durch das Personal eingeleitet werden. Entsprechende Maßnahmen fehlen aber noch in den Betriebsanweisungen und können somit nicht belastet werden. Befindet sich ein Reaktorblock zu Beginn des Störfalls in Revision mit geöffnetem Druckraum, sind direkte radioaktive Freisetzen aus dem geschmolzenen Kern in die Umgebung möglich. Dies muss als sehr sicherheitsrelevante Schwachstelle bewertet werden.

Die Auslegungsmängel an den Gebäuden mit sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen weisen darauf hin, dass die Anlagen auch bei anderen Einwirkungen von außen wie Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz und Sabotage nicht ausreichend gesichert sind, da in diesen Fällen höhere Lasten zu unterstellen sind als bei Extremwetter.

Fazit: Die Anlagen in Dukovany weisen hinsichtlich der zu berücksichtigenden Szenarien für Extremwetterereignisse Defizite auf. Extreme Gewitterereignisse und ihre Überlagerung mit Orkanböen und Gewitter wurden im Rahmen des Stresstests nicht betrachtet. Die Möglichkeit von Erdbeben wurde nicht untersucht. In diesem Zusammenhang fehlen detaillierte Angaben zur Stabilisierung des teilweise verwitterten Baugrundes der Anlagen in Dukovany, wie z.B. eine Nachbewertung.

Die Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude, insbesondere der Reaktorgebäude, der Turbinengebäude und der zentralen Nebenkühlwasserpumpstationen gegenüber Extremwetterereignissen wie Orkan und extremem Schneefall ist unzureichend. Abschließende Untersuchungen des Betreibers hierzu liegen noch nicht vor.

Umfassende Szenarien zu Extremwetterereignissen einschließlich der Analysen zu den Hilfsgebäuden mit technischer Ausrüstung für Notfallmaßnahmen (Feuerwehrausrüstung, etc.) und die Berücksichtigung einer gegebenenfalls mehrere Tage andauernden Unzugänglichkeit des Anlagengeländes wurden im Rahmen des Stresstests noch nicht durchgeführt.

Bei naturbedingten Ereignissen wie Orkan oder extremem Schneefall ist die Einhaltung des Schutzziels Nachwärmeabfuhr gefährdet, da alle Bereiche der Nebenkühlwasserversorgung von Ausfällen betroffen sein können. Ein Verlust der externen Stromversorgung und damit ein Notstromfall in allen vier Anlagen aufgrund des Ausfalls der externen Stromversorgung kann nicht ausgeschlossen werden. Aufgrund

einer Überhitzung der Notstromdiesel besteht ein erhöhtes Risiko, dass ein auslegungsüberschreitender Störfall mit Station-Blackout eintritt.

Der Betreiber räumt das Risiko eines Station-Blackouts in allen vier Reaktoren mit Kernschmelzen innerhalb von 9 bis 10 Stunden ein, wenn keine Maßnahmen durch das Personal eingeleitet werden. Entsprechende Szenarien bzw. Prozeduren fehlen aber noch in den Betriebsanweisungen und können somit nicht belastet werden.

3.5 Elektrische Energieversorgung

3.5.1 Sachstandsermittlung

Netzanbindung

Alle vier Leistungsreaktoren in Dukovany wurden von 440 auf 500 MW elektrische Leistung gesteigert. Die Einspeisung jedes Blocks erfolgt einzeln über zwei Maschinentransformatoren in das 400 kV-Netz. Alle vier Blöcke speisen dabei in das gleiche Hauptnetz ein. Die Anbindung an das 110 kV-Reservenetz erfolgt jeweils für die Zwillingsblöcke gemeinsam. Nach Aussage von ČEZ erfüllen die elektrischen Systeme der Blöcke das defence-indepth-Konzept hinsichtlich Unsensibilität gegenüber Netzfrequenz- und Spannungsschwankungen, stabiler Energieübertragung sowie dynamischer Stabilität. Weiterhin sollen hierdurch Fehler an der Schnittstelle zwischen Block und Übertragungsnetz in Kombination mit einer robusten Konzeption des Umspannwerks in Slavetice (2 Schalter pro Abzweig, abschnittweise Trennung von Sammelschienen, trennscharfe Schutzsysteme) verhindert werden. Insbesondere die Eigenbedarfsversorgung soll hohe funktionale und physikalische Unabhängigkeit aufweisen. Reaktionen auf Fehler und Transienten des Übertragungsnetzes werden durch eine Reihe von Regulierungen, Automaten und Schutzsystemen kontrolliert. Die Blöcke sind gemeinsam in die automatische Sekundärregelung von Spannung und Blindleistung eingebunden.

Die Turbinengeneratoren verhalten sich stabil gegenüber Kurzschlüssen im Einspeiseanschluss (schnelle Basis- und Ersatzschutzsysteme, die den Kurzschluss schnell abschalten (bis zu 100 ms), effektive Regelung der Turbinen und der Generatorspannung) und gegenüber automatischen Systemfehlern der 400 kV-Abschaltungen. Die Blöcke sind in der Lage, Netzfrequenzschwankungen zwischen 48,5 und 50,5 Hz bei voller Leistung zu überstehen. Über einen begrenzten Zeitraum und mit reduzierter Einspeisung ist auch ein Weiterbetrieb bei 47,5 bis 52,5 Hz möglich. Die Netzfrequenzschutzsysteme können die Blöcke von der Einspeisung bis zum Eigenbedarf regulieren. Bei misslungener Spannungsstabilisierung des Netzes und Überschreitung der Kriterien 47,9 Hz für 1 s oder 52,5 Hz für mehr als 10 s schaltet der Block das 2. Frequenzschutzsystem ab und geht in den Inselbetrieb. Falls die Umschaltung in den Eigenbedarf misslingt (die Aktivierung des Generatorschutzsystems, die Eigenbedarfstransformatoren und andere Einspeisekompo-

nenen oder der Turbinengenerator nicht erfolgreich umgeschaltet werden), wird von den Schaltanlagen auf das 110 kV-Reservenetz umgeschaltet. Das Reservenetz kann sowohl aus Slavetice als auch aus Sokolnice oder Čebín seinen Strom beziehen. Weiterhin besteht auch eine Möglichkeit der Eigenbedarfsstützung über den Zwillingsblock, der hierzu jeweils über zwei Backup-Transformatoren verfügt. Gelingt auch diese Umschaltung nicht, werden die Notstromsysteme abgekoppelt und auf Notstromaggregate (Dieselgeneratoren und Akkumulatorbatterien) geschaltet.

Leittechnik und Schutzsysteme werden netzunabhängig von Batterien gespeist, das Prinzip der elektromagnetischen Verträglichkeit, das den Betrieb in der elektromagnetischen Umgebung und bei Störungen absichert, soll bei der gesamten Anlage angewendet werden, wird aber nicht weiter erläutert.

Die Blöcke werden in Abstimmung mit den Dispatchern des Übertragungsnetzes betrieben. Dem Betreiber des Übertragungsnetzes sind die Eigenschaften und Schutzgrenzwerte bekannt, diese Informationen sind im sogenannten „PS Codex“ niedergelegt. Die Instandhaltung der Netze außerhalb der Anlage sowie der Elektrotechnik innerhalb der Anlage wird mit gegenseitiger Abstimmung zwischen Netzbetreiber und Kraftwerksbetreiber durchgeführt. Bei Netzstörungen oder Station-Blackouts besitzt die Versorgung des Eigenbedarfs der Blöcke durch den Netzbetreiber höchste Priorität.

Notstromdiesel

Die Notstromsysteme (SZN) bestehen aus den Dieselgeneratoren, den aufladbaren Gleichstrombatterien und den Aggregaten für die unterbrechungslose Stromversorgung (Gleichrichter, etc.). Die jeweils drei 100 %-Notstromdiesel je Reaktorblock einschließlich der Notstromschienen sollen hinsichtlich ihrer verfahrenstechnischen und elektrotechnischen Auslegung (einschließlich ihrer Hilfssysteme) vollständig voneinander unabhängig konzipiert sein (Scheiben) und jeweils eine sicherheitstechnische Einheit versorgen. Vorrangigkeit besteht für die Sicherheitseinrichtungen BS über die Systeme SZN 1,2,3. Die räumliche Trennung aller 3 x 100 %-Redundanzen soll vollständig gewährleistet sein. Die Diesel können ohne Zugriff auf die Dieseltanks mit den eigenen Dieselmengen ca. 6 Stunden betrieben werden.

Weiterhin werden über die nachrangigen Schienen SZN 4.1- und 4.2-Systeme mit niedrigerer Sicherheitsqualifikation mit Notstrom versorgt.

Die automatisch zum Diesel transportierten Ölvorräte reichen für einen unterbrechungslosen Betrieb von 6-7 Tagen, was bei drei Dieseln ohne Ausfall eine Versorgung des einzelnen Reaktorblocks von bis zu drei Wochen ermöglichen soll. Die Notstromdiesel der anderen Blöcke können aber auch mittels Notfallmaßnahmen in die 6kV stand-by Sammelstromschiene einspeisen.

Die Notstromsysteme sind gegen Erdbeben ausgelegt. Die Notstromdiesel für jeweils zwei Blöcke befinden sich im Notstromdieselgebäude, das noch gegen Erdbeben gesichert wird, während sich andere Komponenten des Notstromsystems in den

Längs- und Quergebäuden am Reaktorgebäude befinden, weshalb auch diese gegen EVA sicher sein sollen. Die Dieselvorräte befinden sich in einem eigenen Gebäude. Zu dessen Erdbebensicherheit bzw. Auslegung gegen Einwirkungen von außen finden sich keine Angaben.

Die Notstromdieselgeneratoren müssen gekühlt werden durch das Nebenkühlwassersystem (ESW), das Kühlwasser wird antransportiert durch die Nebenkühlwasserpumpen. Bei Verlust der externen Stromversorgung einschließlich des Verlustes der Eigenbedarfsversorgung aller vier Reaktoren kommt es zwangsläufig zu einem Ausfall der Jihlava-Pumpstation ČSJ, des Kühlwasseraufbereitungssystems (raw water make up system) und der Funktion der Kühltürme.

Ohne die Zufuhr von Frischwasser erhitzt sich das Nebenkühlwasser (ESW) innerhalb von 2 Stunden auf die für die Verbraucher maximale Temperatur von 33°C und mit der Reserve der Absetztanks wären drei weitere Stunden Betrieb möglich. Werden keine zusätzlichen Notfallmaßnahmen ergriffen, kommt es zum stufenweisen Abschalten der Notstromdiesel wegen Überhitzung und damit zum Station-Blackout. Umgekehrt führt auch der Ausfall der Notstromversorgung zum Ausfall des Nebenkühlwassersystems.

Die Notstromdiesel sind in Boxen untergebracht, die auch ihre Hilfssysteme enthalten. In der Umgebung der Boxen ist keine Luftkühlung vorhanden. Durch hohe Temperaturen in den Boxen (> 60 °C) wird auch die Funktion der Generatoren, der Ansteuerung und der Regelung beeinträchtigt.

Batterien

Sollten auch die Notstromdiesel der gesamten Anlage nicht nutzbar sein, verbleiben zunächst nur die Batteriekapazitäten mit den entsprechenden Systemen. Hier gibt der Betreiber für bestimmte Batterien eine maximale Laufzeit von 2 Stunden an, bei der Beschränkung auf die wesentlichsten Systeme (Ausschalten der Beleuchtung, etc.) 6-8 Stunden und bei extremer Beschränkung 10-20 Stunden.

Nach Erschöpfung der Batterien fällt die Mess- und Leittechnik des Reaktors einschließlich der Reaktivitätskontrollsysteme, der Dosismessungen, der Computersysteme, der Körperschutzsysteme, der Notfallbeleuchtung, des Feualarmsystems und der Kommunikationssysteme aus.

Station-Blackout

Im Falle eines Station-Blackouts kann das Pumpspeicherwasserkraftwerk in Dalešice mittels Schwarzstartdiesel innerhalb von 30 Minuten in das 400 kV-Netz und innerhalb von 60 Minuten in das 110 kV-Netz einspeisen. Weiterhin gibt es noch eine Schwarzstartmöglichkeit über das Pumpspeicherwasserkraftwerk in Vranov. In das 110 kV-Netz kann von Slavětice oder Oslavany eingespeist werden. Für all diese Einspeisemöglichkeiten sind umfangreiche Handmaßnahmen ebenso wie eine

funktionierende Kommunikation mit den entsprechenden Betreibern erforderlich. Wesentlich für jede dieser Notfallmaßnahmen ist die Funktion der entsprechenden Netzbereiche des 400 kV- bzw. des 110 kV-Netzes, da alle Alternativen zur Wiederherstellung der Stromversorgung hier eingespeist werden. Ein unabhängiger Drittnetzanschluss, beispielsweise in Form unterirdisch verlegter zusätzlicher Kabelstrecken, ist nicht vorhanden.

Es existieren Notfallmaßnahmen zur Gewährleistung der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken. Die Anleitungen zur Reduzierung der Batteriekapazitäten sind Betreiberangaben zufolge unzureichend detailliert. Maßnahmen zur Reduzierung der Beleuchtung, Einsatzpläne für zusätzliches Notfallpersonal, Unterbringung, Schutz und Versorgung müssen noch als spezielle Vorgänge ausgearbeitet werden.

Mobile Notstromaggregate sind für keinen Block am Standort vorhanden bzw. vorgesehen.

Die wesentlichen Arbeiten zur Kühlung der Reaktorkerne und der Brennelementbecken sollen unter Aufsicht des Schichtleiters und der Sicherheitsaufsicht unter Zusammenarbeit mit der Feuerwehr und dem Strahlenschutz erfolgen. Nach Anforderung der technischen Unterstützung müssen die Arbeiten nach den technischen Instruktionen durchgeführt werden.

Die Mobilität des Personals auf dem Gelände wird aufgrund blockierter Drehtüren und möglicher Restriktionen durch den Strahlenschutz als eingeschränkt unterstellt. Radiologische Messungen können nach Entladung der Batterien nur auf Basis von manuellen Messungen durchgeführt werden.

Die Funktion der Schutzräume und Sammelpunkte hängt von der Betriebsfähigkeit der Belüftungssysteme, der Batteriekapazitäten und der Funktion der Informations- und Kommunikationssysteme ab. Die Schutzräume, wo sich notwendiges Eingreifpersonal (einschließlich Krisenstab, technischer Support) sammeln soll, werden nur von der betrieblichen Stromversorgung unterstützt, so dass die Ausrüstungen des technischen Supportzentrums und des Krisenstabs bei Station-Blackout nicht funktionieren.

Verfügbare Zeit zur Wiederherstellung des Drehstroms und der Kernkühlung vor der Kernschmelze

Der Station-Blackout führt ohne weitere Notfallmaßnahmen durch das Personal zu einem Naturumlauf im Primärkreis mit Abgabe der Wärme/des Dampfes über den Dampferzeuger an die Atmosphäre. Die Dampfabgabe erfolgt batteriebetrieben, kann aber auch manuell gesteuert werden (Spot), allerdings reduziert sich der effektive Wärmeübergang im Dampferzeuger mit abnehmendem Füllstand. Diese Funktion ist daher ohne Notfallmaßnahmen zur Bespeisung der Dampferzeuger nur kurz verfügbar. Danach steigen Druck und Temperatur im Primärkreis an, bis sich Druckentlastungs- und Sicherheitsventile auf dem Druckhalter öffnen und den Primär-

kreis entlasten. Dies stoppt zeitweise den Anstieg der Temperatur im Kern und der Kühlwasserverlust im Primärkreis wird zeitweise passiv durch den Druckspeicher ergänzt. Die zur Verfügung stehende Zeit, um den Flüssigkeitsverlust aus dem Reaktor zu eliminieren, beträgt 4 Stunden.

Bei Station-Blackout wird das Personal zunächst den Primärkreislauf entlasten, indem über den Dampferzeuger kontrolliert Dampf an die Atmosphäre abgegeben wird, bis die Druckreduktion im Dampferzeuger die Einspeisung von Wasser aus dem Speisewasserbehälter erlaubt. Mit dieser Prozedur kann die Nachwärmeabfuhr 20 Stunden lang gewährleistet werden. Danach könnte mit mobilen Feuerwehropumpen 120 bis 150 t/h nachgespeist werden. Im Zuge der Durchführung der Leistungssteigerung von 440 MW auf 500 MW wurde an allen Verbindungspunkten die Möglichkeit geschaffen, mit Feuerwehrequipment an das technische Equipment anzuschließen. Dies gilt für alle Blöcke. Wären alle vier Blöcke vom Station-Blackout betroffen, würde die Pumpenkapazität jedoch nicht ausreichen. Unter der Voraussetzung, dass die Deionattanks angeschlossen werden könnten, würde aber der Vorrat an Deionat für alle vier Blöcke 72 Stunden ausreichend sein. Weiterhin könnte Wasser der Kühlturm-Überlaufbecken für einen weiteren Tag genommen werden.

Als Verbesserungsvorschläge werden in diesem Zusammenhang mittelfristig gefordert:

- von der Kapazität her ausreichende Stromversorgungen für alle Verbraucher der Kategorie I und die klassifizierten Verbraucher der Kategorie II,
- für die Wärmeabfuhr aus den Reaktoren Füllstandskontrollen für die Dampferzeuger,
- Analyse der Möglichkeit, dem Reaktor primärseitig Deionat über eine Pumpe und eine neue Rohrleitung zuzuführen.

Tritt der Station-Blackout während der Revision bei niedrigem Füllstand im Reaktor auf, besteht die Gefahr, den Naturumlauf zu verlieren. Wenn die Dampferzeugerbespeisung nicht innerhalb von vier Stunden aktiviert wird, würde der Füllstand unter den Level des heißen Einspeisestutzens des PKL sinken, so dass die Kühlung durch die Dampferzeuger ineffektiv würde. Zur Verhinderung von Kernschäden ist eine Zufuhr aus den Druckspeichern und bei geöffnetem Reaktorbehälter aus dem Nasskondensationssystem erforderlich, um die Wärmeabgabe sicherzustellen. Dies wäre über einen Zeitraum von 12 Tagen möglich.

Das Beckenkühlwasser könnte mittels des Wassers des Nasskondensationssystems für ungefähr 13 Tage gekühlt werden.

Eine Entladung der Batterien würde den Ausfall der Mess- und Regeltechnik nach sich ziehen, wodurch die Kontrolle über die Systeme und Komponenten ebenso verloren ginge wie die Fähigkeit, wichtige Anlagenparameter zu kommunizieren.

Der Ausfall des Lichts und der physischen Sicherung (zum Beispiel von Türen) führt zwangsläufig zu einer Verzögerung bei der Durchführung der Notfallmaßnahmen aufgrund schlechterer Orientierung und Beweglichkeit des Personals. Der Verlust der technischen Möglichkeit der Kommunikationsmöglichkeiten, Alarmierung und Information beeinträchtigt die Kommunikation zwischen Kontrollzentrum und den Personen, die Maßnahmen durchführen sowie außerhalb der Anlage befindlicher Personen.

3.5.2 Bewertungsmaßstab

Bewertungskriterien Station-Blackout der RSK

Postulat

- SBO > 2 h ist möglich

Ergebnisse: alle deutschen Anlagen, Konvoi und Vor-Konvoi sowie SWR erfüllen den Level 2

Basislevel SBO:

Vorhandene Einrichtungen:

- Netzanbindung
- Reservernetzanbindung
- Versorgung über den eigenen Generator
- Eine Notstromerzeugungsanlage, die die Anforderungen von KTA 3701 und 3702 erfüllt
- Eine weitere unabhängige, kurzfristig verfügbare Drehstromversorgung (z.B. gesicherter Netzanschluss) oder Blockstützung

Ein SBO < 2h wird beherrscht

Level 1: mobiles Notstromaggregat, bzw. Notfallmaßnahmen

Level 2:

- zusätzliche, diversitäre und redundante (min. n+1) Notstromanlage für die Sicherheitseinrichtungen (keine Notfalleinrichtungen) gemäß Level 1 sowie
- Auslegung der Anlage gegen seltene EVA (FLAB etc.)

3.5.3 Relevanzbewertung

Netzanbindung

Die externe Stromversorgung der vier Reaktoren entspricht den üblichen Standards für die Netzeinbindung von Kernkraftwerken. Die Vorkehrungen zur Stützung des Verbundnetzes und zur Robustheit gegenüber Netzininstabilitäten sind zufriedenstel-

lend. Allerdings sind alle vier Reaktoren mit dem gleichen Hauptnetz verbunden, eine Verknüpfung, die bei Kurzschlüssen, Netzinstabilitäten oder dauerhaften Zerstörungen des 400 kV-Netzes zum Abwurf aller vier Units gleichzeitig führen kann.

Nach Ausfall des Hauptnetzes erfolgt in der üblichen Reihenfolge Lastabwurf auf Eigenbedarf, die Umschaltung auf das 110-kV-Reservenetz. Bei Einwirkungen von außen, wie Erdbeben oder Extremwetter, kann das externe Netz jedoch einschließlich der Reservenetze komplett ausfallen. Misslingt in diesem Fall der Lastabwurf auf Eigenbedarf, müssen die Notstromdiesel den Eigenbedarf sichern.

Notstromdiesel

Jeder der vier Blöcke besitzt entsprechend der grundlegenden dreifachen Auslegung der verfahrenstechnischen Systeme drei Notstromdiesel, ausgelegt als 100 %-Redundanzen, voneinander unabhängig, unvermascht und mit eigenen Vorratsbehältern und Hilfssystemen, was den internationalen Standards entspricht.

Dies betrifft aber offensichtlich nur die vorrangig versorgten Sicherheitseinrichtungen. Die Systeme mit „niedrigerer Sicherheitsqualifikation“ werden nur von zwei Redundanzen versorgt. Keine Angaben fanden sich, ob die Dieselkapazität neben der Versorgung der Sicherheitseinrichtungen BS auch die Versorgung der Systeme mit geringerer Sicherheitsrelevanz (SSB) sicherstellen kann, nachdem es zu der 15 %-igen Leistungssteigerung der Reaktoren kam. Es ist nicht auszuschließen, dass die Systeme der Kategorie SSB bei Ereignissen mit Notstromfall deshalb nur eingeschränkt zur Verfügung stehen.

Die alternativlose Kühlung der Notstromdiesel durch die Nebenkühlwasserpumpen ist gerade im Notstromfall nicht sicher gewährleistet, wenn keinem der vier Reaktoren der Lastabwurf auf Eigenbedarf möglich war. Es gibt kein alternatives und diversitäres Notstromdieselnetz, wie das D2-Netz in allen deutschen Anlagen, das gegen Einwirkungen von außen besonders geschützt ist und eigene Kühlwasservorräte besitzt. Dies muss als eine wesentliche Schwachstelle in Dukovany bewertet werden.

Die Dieselvorratsgebäude sind offenbar nicht gegenüber Einwirkungen von außen geschützt, so dass bei Einwirkungen von außen nur der direkt am Diesel vorhandene Dieselvorrat von 6 Stunden sicher ist.

Drittnetzanschluss oder Blockstützung

Der hier vorliegende Drittnetzanschluss von den Pumpspeicherkraftwerken oder die Blockstützung der anderen Blocks speist entweder in das Hauptnetz oder das Reservenetz ein. Letztendlich sind aber beide Reservemaßnahmen manuell (zeitaufwendig) durchzuführen und nicht unabhängig von den anderen Stromanschlüssen. Drittnetzanschlüsse und Blockstützungen sind somit nicht unabhängig von den Ausfällen des Haupt- und Reservenetzes. Es existiert somit kein unabhängiger dritter Netzanschluss, der gegen seltene EVA ausgelegt ist.

Batterien

Die bei Station-Blackout noch verbleibende vollwertige Batteriekapazität von 2 Stunden entspricht den Standards vor Fukushima, ist aber aufgrund der seither geltenden Erkenntnisse als nicht mehr ausreichend zu bewerten und sollte aufgestockt werden. Es ist nicht ausreichend, die Betriebszeit der Batterien durch das Abwerfen weniger relevanter Verbraucher zu strecken. Das Fehlen der Notbeleuchtung, etc. verzögert im Notfall die Durchführung wichtiger Notfallmaßnahmen und kann insofern nicht als Sicherheitszuschlag bewertet werden.

Die bei Station-Blackout noch verbleibende vollwertige Batteriekapazität von 2 Stunden entspricht bisherigen internationalen Anforderungen. Vorgeplante Maßnahmen, die Betriebszeit der Batterien durch das Abwerfen weniger relevanter Verbraucher zu strecken, sind als positiv zu werten. Da ein Fehlen der Notbeleuchtung, etc. im Notfall die Durchführung wichtiger Notfallmaßnahmen verzögern kann, ist dieses insofern nicht als Sicherheitszuschlag zu bewerten. Davon unabhängig werden international in der Folge des Fukushima-Ereignisses zusätzliche Maßnahmen ergriffen, um die Verfügbarkeit der Gleichstromversorgung für Zeiten deutlich oberhalb von 2 Stunden sicherzustellen. Dazu sollte entweder die verfügbare Batteriekapazität deutlich erhöht (ca. 10 Stunden) oder eine kurzfristig verfügbare, auch unter auslegungsüberschreitenden Randbedingungen einsetzbare Einspeisung durch mobile Dieselaggregate vorgesehen werden.

Notfallmaßnahmen bei Station-Blackout

Die Erkenntnisse zu Fukushima zeigen, dass bei Station-Blackout weiterhin ein mobiles Notstromaggregat mit einer Leistung zum Abfahren der Anlage bzw. zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem BE-Becken sowie weitere erforderliche Betriebs- und Hilfsmittel und zwei räumlich getrennte Einspeisepunkte, von denen einer auch nach auslegungsüberschreitenden Einwirkungen verfügbar ist, vorhanden sein sollten. In Dukovany sind bisher nur mobile Feuerweerpumpen und ein Anschluss pro Anlage vorhanden, wobei nicht sicher ist, ob dieser bzw. seine Unterbringung gegen Einwirkungen von außen gesichert ist. Mit der vorhandenen Kapazität der mobilen Feuerweerpumpen können jedoch nicht alle Reaktoren sekundärseitig soweit heruntergekühlt werden, dass im Reaktor kein Kühlwasserverlust über die Druckhaltersicherheitsventile erfolgt. Andere Systeme sind nicht mehr mit Strom zu versorgen. Die vorhandenen Einrichtungen sind somit nicht ausreichend und nicht gegen Einwirkungen von außen gesichert.

Als Verbesserung des Notfallschutzes wäre somit die Vorhaltung einer mobilen Stromversorgung (ausreichend für alle vier Blocks) mit entsprechenden Anschlussmöglichkeiten zur Aufrechterhaltung der Gleichstromversorgung für das Ereignis „Station-Black-Out“ notwendig. Die mobilen Pumpen zur Bespeisung der Reaktoren sollten für alle Blöcke am Standort ausreichend sein.

Die mittelfristig angekündigten Verbesserungsmaßnahmen verdeutlichen, dass eine Reihe der Notfallmaßnahmen im Station-Blackout sowohl hinsichtlich der notwendigen Ausrüstung als auch der Durchführung nicht realisiert ist.

Fazit:

Der Anschluss aller vier Blöcke erfolgt jeweils über die gleichen 400 kV- und 110 kV-Netze. Bei Einwirkungen von außen, wie Erdbeben oder Extremwetter, kann das externe Netz einschließlich der Reservenetze komplett ausfallen, was zu einem Verlust der externen Stromversorgung aller vier Blöcke gleichzeitig führt.

Die Einspeisungsmöglichkeiten über verschiedene Reservenetze, die Blockstützung und die beiden Pumpspeicherkraftwerke greifen ebenfalls auf die gleichen Netzabschnitte des 400 kV und des 110 kV-Netzes zurück und sind damit gleichfalls nicht gegen Einwirkungen von außen ausgelegt. Ein unabhängiger dritter Netzanschluss, der zum Beispiel erdverlegt besonders gegen Einwirkungen von außen geschützt ist, ist nicht vorhanden.

Ereignisse bei denen alle vier Blöcke durch Notstromfall betroffen sind, führen zum Ausfall der nicht notstromgesicherten Jihlava-Frischwasserzufuhr, der Frischwasseraufbereitung und der Kühlturmfunktion. Das für verschiedene Systemfunktionen notwendige Nebenkühlwassersystem verliert dadurch seine ultimative Wärmesenke und kann nur noch in einem geschlossenen Kreislauf ohne Wärmeabgabe an die Umgebung gefahren werden. Die hierdurch verursachte Erwärmung des Nebenkühlwassersystems führt u.a. zur Überhitzung und zum stufenweisen Ausfall der Notstromdiesel.

Ein diversitäres Dieselsystem, das u.a. auch über eine vom Nebenkühlwassersystem unabhängige Kühlung verfügt, wie das deutsche Notspeisenotstromsystem, ist in Dukovany nicht vorhanden.

Das Vorratsgebäude der Notstromdiesel ist nicht gegen Einwirkungen von außen, wie zum Beispiel Erdbeben, geschützt. Bei einem Verlust der Dieselvorräte stehen die Notstromdiesel nur eingeschränkt zur Verfügung.

Die Batteriekapazität von 2 Stunden, fehlende mobile Notstromaggregate sowie die hieraus resultierende eingeschränkte Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen sind weitere Schwachstellen.

3.6 Ausfall der Wärmeabfuhr (Ultimate Heat Sink)

3.6.1 Sachstandsermittlung

Betriebsvorgaben

Die nicht für die Energieerzeugung zu nutzende Wärme wird entweder über die Kühltürme oder im Störfall über Entlastungsventile direkt an die Luft abgegeben. Es gibt folgende Optionen der Wärmeabfuhr aus dem Reaktor:

- Im normalen und anomalen Leistungsbetrieb mittels sekundärseitigem Kreislauf über die Turbinen und Turbinenkondensatoren, in denen die Wärmeabgabe an das Kreislaufkühlwasser stattfindet, das über den Kühlturm gekühlt wird und bei Störfällen, solange die betriebliche oder die Standby-Stromversorgung verfügbar ist (bis 110°C).
- Mittels direkter Dampfabgabe über die Dampferzeuger an die Atmosphäre und gleichzeitiger Dampferzeugerbespeisung im anomalen Betrieb oder unter Störfallbedingungen (bis minimal 110°C).
- Mit dem Nachkühlsystem mit Wärmeabgabe über das Nebenkühlwasser (50°C im Kern und im Brennelementbecken).
- Mittels primärseitigem Feed&Bleed über die Druckhaltersicherheitsventile und das Notstands-Nachkühlsystem SAOZ/ECCS und anschließender Wärmeabgabe an das Nebenkühlwasser, nur bei Störfällen mit Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr.

Die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor in den Status kalt, die Wärmeabfuhr aus den Brennelementlagerbecken und die Wärmeabfuhr der Verbraucher in den Sicherheitseinrichtungen und den sicherheitsbezogenen Einrichtungen wird durch das Nebenkühlwasser gewährleistet. Alle drei Nebenkühlwasserteilsysteme (3 x 100 %-Redundanz) sind zur gleichen Zeit im Einsatz.

Unverfügbarkeit der Kühlwasserergänzung und Ausfall der Kühlturmfunktion

Der Ersatz des im Kühlturm verdampfenden Kühlwassers erfolgt über die Jihlava Flussfrischwasserpumpstation aus dem Mohelno-Reservoir über mehrere Absetzbecken zu den beiden zentralen Pumpstationen der vier Kernkraftwerke. Es existiert nur diese eine Frischwasserzufuhr über eine oder mehrere Leitungen für alle vier Reaktoren. Die Jihlava-Pumpstation und das Frischwasseraufbereitungssystem (raw water make up system) sind nicht notstromgesichert, nicht als Sicherheitseinrichtung konzipiert und nicht gegen Einwirkungen von außen geschützt. Sie sind weder überflutungssicher noch für ein Erdbeben ausgelegt.

Ein Verlust der Kühlturmsprühfunktion kann unbegrenzt ausschließlich über eine Frischwasserzufuhr aus der Jihlava-Pumpstation ins Nebenkühlwassersystem ESW

beherrscht werden, vorausgesetzt, das Nebenkühlwasser kann seine Verbraucher weiter versorgen.

Ein Verlust der Frischwasseraufbereitung zum Nebenkühlwasservolumen muss durch die am Standort vorhandenen Kühlwasserreserven ersetzt werden, außer den fünf Absetztanks (decantation tanks) $5 \times 2000 \text{ m}^3$ im Nebenkühlwassersystem existieren noch die Schwerkraftverteilungsbecken (gravity distribution reservoirs), $4 \times 2000 \text{ m}^3$.

In Summe sollen bei einem Ausfall der Frischwasserzufuhr noch 75.564 m^3 Wasser in den Nebenkühlwasserbehältern (halb voll) und Kühltürmen (minimaler Füllstand von $-2,55 \text{ m}$) zur Verfügung stehen. Diese nicht aufgeschlüsselte, aber als konservativ unterstellte Menge soll Deionat für 26 Tage und die Nachwärmeabfuhr für 39 Tage garantieren, **vorausgesetzt**, die Kühlturmfunktionen und die zentralen Pumpstationen sind intakt und es ist Strom aus den öffentlichen Netzen vorhanden.

Sehr unklar bleibt in den Berichten die Darstellung der Abläufe in den vier Reaktoren, wenn die Kühlturmfunktionen zusätzlich ausfallen. Die Verdunstung in den Kühlturmbecken reicht dann nicht einmal für die Wärmeabfuhr aus einem einzigen Reaktor. Besteht die Möglichkeit, den Nebenkühlwasseransaugtanks Wasser zuzuführen, bleibt die Betriebsfähigkeit des Nebenkühlwassers noch „mehr als 72 Stunden“ erhalten. Danach ist die Temperatur für die Verbraucher zu hoch. Es finden sich keine Angaben, wie den Nebenkühlwassertanks Kühlwasser zugeführt wird (als Notfallmaßnahme) und welche Faktoren die „Möglichkeit“ begrenzen.

Im Notstromfall (also mit Ausfall der externen Stromversorgung und der Eigenbedarfsversorgung) kommt es zwangsläufig zu einem Ausfall der Jihlava-Pumpstation ČSJ sowie des Kühlwasseraufbereitungssystems (raw water make up system) und der Funktion der Kühltürme. Gemäß /SJUB 2011a/ und /ČEZ 2011/ erhitzt sich ohne die Zufuhr von Kühlwasser das Nebenkühlwasser (ESW) innerhalb von 2 Stunden nach Reaktorschnellabschaltung auf eine für die Verbraucher maximale Temperatur von 33°C und mit der Reserve der Absetztanks (decantation tanks) wären 3 weitere Stunden Betrieb möglich. Werden keine zusätzlichen Notfallmaßnahmen ergriffen (Lastbegrenzung oder höhere oder mobile Dieselraumbelüftung), kommt es zum stufenweisen Abschalten der Notstromdiesel wegen Überhitzung.

Aus der Darstellung geht nicht eindeutig hervor, ob die Erhitzung des Nebenkühlwassers durch die Nachwärmeabfuhr des Reaktors erfolgt oder nur aufgrund der Kühlung der Notstromdiesel bzw. anderer sicherheitsrelevanter Verbraucher. Es bleibt auch unklar, ob sich eine, zwei oder alle vier Anlagen im Notstromfall befinden. Es finden sich insbesondere keine Angaben, welche Zeit noch zur Verfügung steht, bis die Notstromdiesel ausfallen.

Verlust des Nebenkühlwassersystems

Das Nebenkühlwasser

Dem Nebenkühlwassersystem (ESW) kommt eine zentrale sicherheitstechnische Bedeutung in der Anlage zu. Jede Nebenkühlwasserpumpstation verfügt über 12 Pumpen, von denen jeweils 4 zu einer 100 %-Redundanz zusammengefasst sind, die über zunächst eine Leitung beide Reaktoren bespeist. Somit stehen insgesamt drei Teilsysteme für zwei Reaktoren zur Verfügung. Jede dieser drei Redundanzen soll dabei notstromgesichert insbesondere Kühlwasser zur Verfügung stellen für:

- die technischen Kondensatoren des Sekundärkreislaufs beim An- und Abfahrbetrieb und bei der Nachwärmeabfuhr bei Störfällen,
- die Wärmetauscher des primärseitigen Notkühlsystems (SAOZ) bei Störfällen bzw. der Notkühlsysteme bei Kühlmittelverluststörfällen (Wärmetauscher TQ),
- die Notstromdieselskühlung (DG) im Notstromfall,
- die Beckenkühlssysteme (TG).

Jeder Doppelblock verfügt über eine zentrale Pumpenstation für sein Nebenkühlwasser. Die zentralen Pumpstationen befinden sich am jeweils anderen Ende des Standorts, im Nordosten bzw. im Südwesten vor den Kühltürmen. Die 12 Nebenkühlwasserpumpen sind - jeweils boxenweise getrennt – untergebracht. Drei Gruppen von jeweils vier Nebenkühlwasserpumpen müssen die Wärmeabfuhr aus dem Sekundärkreislauf, die Wärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf, die Brennelementbeckenkühlung und in die Notstromdieselskühlung beider Doppelblöcke gewährleisten. Die wesentlichen Einrichtungen beider Reaktoren werden über insgesamt drei Nebenkühlwasserstränge erreicht.

Die 12 Pumpen jedes der beiden Doppelblöcke entnehmen über Ansaugstutzen aus einem Frischwasseraufbereitungsreservoir, das von der Jihlava-Frischwasserpumpstation mit Flusswasser versorgt wird.

Ausfall des Nebenkühlwassers

Der Ausfall aller 12 Nebenkühlwasserpumpen einer Pumpenstation wird nur im Station-Blackout für wahrscheinlich gehalten.

Bei einem „unersetzbaren“ Leck im Nebenkühlwassersystem, das nicht durch Umschaltung auf ein anderes Teilsystem kompensiert werden kann, wird eine ÜberSpeisung des Lecks durch die Zufuhr von Frischwasser aus der Jihlava-Pumpstation ČSJ erforderlich, um die Absenkung der Füllstände in den Nebenkühlwassertanks zu verzögern, vorausgesetzt, dass die Hauptleitung zu den Verbrauchern nicht zerstört ist. Diese Maßnahme verzögert allerdings die Tankentleerung nur um ca. 21 Stunden. Betrifft das Leck alle vier Blöcke gleichzeitig, wäre diese Zeitdauer kürzer.

Zeitliche Verfügbarkeit der alternativen Wärmesenke

Bei geschlossenem Reaktor

Die Wärmeabfuhr soll für den geschlossenen Reaktor lange Zeit mittels verschiedener Methoden über die Dampferzeuger abgeführt werden können. Für die sekundärseitige Bespeisung im Feed&Bleed-Modus stehen das notstromgesicherte, aber nicht als Sicherheitseinrichtung konzipierte Notspeisesystem HNČ und das Hauptnotspeisesystem SHNČ zur Verfügung. Das HNČ kann auf die Vorräte in den Speisewassertanks zugreifen, dem SHNČ stehen drei gemeinsam mit dem Zwillingsblock genutzte SHNČ-Tanks zur Verfügung.

Als Notfallmaßnahme steht die sekundärseitige Bespeisung mit Deionat mittels Feuerwehrepumpe zur Verfügung (8 bis 12 Bar mit 120-150 t/h). Anschlusspunkte sind vorhanden, die Beschreibung der Notfallmaßnahme und ihre Wirksamkeit sind geprüft. Andere Ersatzmöglichkeiten zur Wärmeabfuhr nach Ausfall des Nebenkühlwassersystems existieren nicht. Deshalb kommt es nach längerem Ausfall der Wärmesenken zu Schäden an Brennelementen im Reaktor und im Brennelementbecken.

Die anderen Verbraucher des Nebenkühlwassersystems können nicht mehr versorgt werden, da die sonstigen Verbraucher nicht über Anschlüsse für mobile Pumpen verfügen.

Das Druckraumsystem ist ausgelegt für einen absoluten Druck von 2,5 bar, weshalb ČEZ davon ausgeht, dass die Integrität nicht durch den Ausfall des Nebenkühlwassersystems gefährdet sein könnte. Die Erhitzung des Druckraumsystems könne durch das Druckraum-Sprühsystem, das Ventilationssystem und den Sumpfumlauf beherrscht werden, solange das Wasser im Druckraumsystem noch nicht zu erwärmt ist. Als letzte Möglichkeit wird die passive Abgabe von Wärme an das Nasskondensationssystem angesehen.

Bei geöffnetem Reaktor

Bei geöffnetem Reaktor ist die Wärmeabfuhr vom Nebenkühlwassersystem (sekundärseitig über die technischen Kondensatoren im Wasser/Wasser-Modus) abhängig. Bei Ausfall des Nebenkühlwassersystems erhöht sich die Kerntemperatur.

Für diesen Fall kann der Reaktor über das Brennstoffnachladebecken (refueling cavity) mit Wasser aus dem Notstands-Nachkühlsystem (SAOZ, ECCS) gefüllt werden, es stehen 1240 m³ borierte Lösung zur Verfügung. Wird das Nebenkühlwasser nicht reaktiviert, haben die Temperaturen in den SAOZ-Tanks und im Brennstoffnachladebecken nach mehr als 72 Stunden den Sättigungsgrad erreicht.

Danach müsste das Wasser aus dem Nasskondensationssystem zugeführt werden, das für 12 Tage ausreichen soll. Es fehlen Angaben, ob es sich hierbei um Notfallmaßnahmen handelt und ob ihre Wirksamkeit geprüft wurde.

Bei geöffnetem Reaktor wird die Möglichkeit einer Abgabe von Radioaktivität in das Reaktorgebäude oder in die Umgebung eingeräumt.

Konsequenzen des langfristigen Ausfalls der Wärmeabgabe

Konsequenzen des langfristigen Ausfalls der Wärmeabgabe sind:

- Kernbrennstoffschäden im Reaktor und in den Brennelementbecken, falls es keine Möglichkeit gibt, verdampftes Kühlwasser mit der Feuerwehrausrüstung zu ersetzen.
- Der Ausfall der Notstromdiesel kann im Notstromfall aufgrund fehlender Kühlung zum Station-Blackout führen.
- Eine Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung kann vom geöffneten Reaktor oder vom Brennelementbecken ausgehen.
- Durch Überhitzung der Mess- und Regeltechnik kann auch diese ausfallen, so dass die Kontrolle der Systeme und Komponenten nicht mehr möglich ist.

Verbesserungsmöglichkeiten, um einen Ausfall des Nebenkühlwassersystems zu vermeiden, bestehen in:

Kurzfristig: Festlegung der Vorgehensweise nach Verlust der Hauptwärmesenke und des Nebenkühlwassersystems für alle vier Reaktoren gleichzeitig. Vervollständigen der bestehenden Prozeduren durch eine Prozedur zur externen Bespeisung/Volumenkontrolle der Dampferzeuger mittels Feuerwehrausrüstung. Spezifizierung der Methode, den geöffneten Reaktor und das Brennelementbecken mittels Schwerkraft über die Durchführungen des Nasskondensationssystems mit Kühlwasser zu bespeisen. Analyse der Wärmeabfuhr vom Brennelementbecken mittels Kühlwassermengenkontrolle und Wassersammlung in den Notkühlsystemtanks (TH).

Mittelfristig: geeignete Volumenkontrolle der Dampferzeuger, Analyse einer alternativen primärseitigen Einspeisemöglichkeit in die Reaktoren mit Pumpe und Rohrleitung, Einführen einer diversitären Wärmesenke zu den Kühltürmen.

3.6.2 Bewertungsmaßstab

In deutschen Druckwasserreaktoren bestehen die Not- und Nachkühlketten aus einem ausreichend redundanten und unabhängigen Niederdruckeinspeisesystem, gekühlt durch das notstromgesicherte nukleare Zwischenkühlsystem, das wiederum gekühlt wird durch das Nebenkühlwassersystem. Das vollständig notstromgesicherte Nebenkühlwassersystem bezieht dabei sein Frischwasser über Einlaufbauwerke aus einem Fluss oder einem Meer.

Basislevel:

Es sind $n+2$ Nebenkühlwasserstränge vorhanden, wobei auch bei EVA eine ausreichende Nachwärmeabfuhr sichergestellt ist.

Das Brennelementbecken verfügt über zwei vom Not- und Nachkühlsystem unabhängige $2 \times 100\%$ - Brennelementbeckenkühlstränge.

Bei vorhandenem GVA-Potenzial wird der Ausfall der redundanten Nebenkühlwasserversorgung unterstellt.

Level 1: Beherrschung mithilfe von Notfallmaßnahmen

- Notfallmaßnahme: mobile Pumpe, gegen auslegungsüberschreitende Einwirkungen geschützt, zwei räumlich getrennte Anschlussstutzen an verschiedene Redundanzen des gesicherten Zwischenkühlkreises,
- Bespeisung des RDB mit boriiertem Wasser unabhängig von Notkühleinrichtungen.

Level 2: zusätzliche diversitäre (andere Wärmesenke, aktive Komponenten, eigenständige Nebenkühlwasserversorgung, unabhängig von der auslegungsgemäß vorhandenen Kühlwasserentnahme, ausreichend zur Nachwärmeabfuhr und Systemkühlung (Diesel)) und redundante ($n+1$) Nebenkühlwasserstränge sind vorhanden

3.6.3 Relevanzbewertung

Nach internationalen und deutschen Standards muss eine Sicherheitseinrichtung als unabhängiges und notstromgesichertes System konzipiert sein, dessen Redundanzen weder redundanzübergreifende noch systemübergreifende Verknüpfungen haben sollen, um übergreifende Ausfälle schon konzeptionell ausschließen zu können. Ausfälle in einem Block sollen nicht zu Ausfällen in benachbarten Reaktoren führen können.

In Dukovany wird die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor an die Atmosphäre wesentlich über das Nebenkühlwassersystem gewährleistet. Seiner Funktion kommt daher eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung zu.

Die langfristige Funktion des Nebenkühlwassersystems hängt in Dukovany wesentlich von der Frischwasserzufuhr aus dem Jihlava ab. Die Jihlava-Pumpstation befindet sich außerhalb des Anlagengeländes und wird ausschließlich über externen Strom versorgt. Sie pumpt das Frischwasser in ein außerhalb des Anlagengeländes gelegenes Pufferreservoir. Es finden sich in den Berichten von Betreiber und Aufsichtsbehörde keine detaillierten Angaben zur Konzeptionierung der Jihlava-Frischwasserpumpstation hinsichtlich Anzahl der Systemstränge, Anzahl der Pumpen, räumlicher Trennung der Pumpen, etc. Das gleiche gilt für das Pufferreservoir, aus dem die Nebenkühlwasserpumpen aller vier Blocks ihr Frischwasser beziehen, bzw. für die Frischwasseraufbereitung (raw water make up system). Da diese Einrichtungen aber nicht als Sicherheitseinrichtungen ausgewiesen und nicht gegen Einwirkungen von außen geschützt sind, ist davon auszugehen, dass sie auch nicht die

entsprechenden Anforderungen erfüllen und bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 (Auslegungsstörfällen) als nicht verfügbar eingestuft werden müssen.

In deutschen Anlagen wird das Nebenkühlwassersystem vom Nebenkühlwassereinflaufbauwerk an räumlich getrennt und als Sicherheitseinrichtung konzipiert. Es existieren in einem Teil der KKW diversitäre Kühlwasserquellen (wie z.B. Brunnen).

Die Frischwasserzufuhr aus dem Jihlava und die Frischwasseraufbereitung (raw water make up system) sind nicht als notstromversorgte Sicherheitseinrichtungen konzipiert und nicht gegen Einwirkungen von außen geschützt. Ein Ausfall der Frischwasserzufuhr und der Kühlmittelaufbereitung betrifft alle vier Reaktoren gleichzeitig. Dies ist als sicherheitstechnisch relevante Schwachstelle zu bewerten.

Das Nebenkühlwassersystem stellt für jeweils zwei Reaktoren gleichzeitig die Kühlung des Reaktors, die Brennelementbeckenkühlung, die Kühlung der Notstromdiesel sowie die Kühlung der Mess- und Regeltechnik sicher. Es weist jeweils für zwei Reaktoren hinsichtlich der Ansaugung der Nebenkühlwasserpumpen, der Nebenkühlwasserpumpen und der Rohrleitungen der drei Teilsysteme eine hohe Vermischung auf. Die Kühlturmfunktionen sind nicht als Sicherheitseinrichtung konzipiert und nicht notstromversorgt. Die Nebenkühlwasser-Pumpstationen sind nicht ausreichend gegen Einwirkungen von außen geschützt. Dies ist als sicherheitsrelevante Schwachstelle zu bewerten.

Unverfügbarkeit der Kühlwasserergänzung und Ausfall der Kühlturmfunktion

Bei einem Ereignis mit externem Stromausfall und Misslingen des Lastabwurfs der Reaktoren auf Eigenbedarf stehen die Jihlava-Frischwasserpumpstation, die Frischwasseraufbereitung und die Kühlturmfunktion nicht mehr zur Verfügung. In diesem Fall erhitzt sich das Nebenkühlwassersystem innerhalb von zwei Stunden (mit Absetztanks innerhalb von fünf Stunden) soweit, dass es zur Überhitzung der Notstromdiesel und deren stufenweisen Abschaltung kommen kann /ČEZ 2011/, Seite 127. Die Randbedingungen für die Nebenkühlwassererhitzung werden in den Berichten nicht dargelegt. Es wird an dieser Stelle daher nicht davon ausgegangen, dass dieser Fall auch eintritt, wenn die Abfuhr der Nachwärme des Reaktors über die Bespeisung der Dampferzeuger im Feed&Bleed über die Hauptnotspeisewassersysteme SHNČ erfolgt. Es wurde aber auch nicht dargelegt, welche Zeit nach Erreichen der Grenztemperaturen bis zum Abschalten der Notstromdiesel noch zur Verfügung steht. Alternativen zu den vom Nebenkühlwassersystem gekühlten Notstromdieseln gibt es nicht.

In deutschen Anlagen erfolgt im Notstromfall die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor mit einem unabhängigen vierfach redundanten und gegen Einwirkungen von außen gesicherten Notspeisesystem, das über eigene vom Nebenkühlwassersystem unabhängige Notspeisenotstromdiesel verfügt.

Die Abhängigkeit der Kühlung der Notstromdiesel vom im Notstromfall nur sehr eingeschränkt verfügbaren Nebenkühlwassersystem und die Abhängigkeit des Neben-

kühlwassersystems im Notstromfall von Notstromdieseln erhöht angesichts der Tatsache, dass die Funktionsfähigkeit der Nebenkühlwassersystems nicht vollständig notstromgesichert ist, das Potenzial für einen Station-Blackout. Die Randbedingungen und die Zeitdauer für den Anstieg der Nebenkühlwassertemperatur im Notstromfall finden sich weder im Betreiberbericht noch im Länderbericht und sollten genauer spezifiziert werden.

Notstromfälle sind in Kernkraftwerken als Ereignisse einzustufen, mit denen man mehrmals im Laufe der Betriebszeit einer Anlage rechnen muss. Insbesondere bei Ausfall der externen Netze können Notstromfälle eintreten. In Revision befindliche Anlagen müssen bei Ausfall des externen Netzes direkt auf Notstromdieselbetrieb umschalten. Insofern ist der Eintritt eines Notstromfalles in allen vier Blöcken gleichzeitig aufgrund eines externen Netzausfalls ein nicht zu vernachlässigendes Ereignis.

Auslegung des Nebenkühlwassers gegen Einwirkungen von außen

Die zentralen Nebenkühlwasser-Pumpenstationen sind unzureichend gegen Einwirkungen von außen gesichert. Ihre Auslegung für die Extremwetterereignisse Orkan oder Schneelast entspricht nicht den Anforderungen eines 100^ojährlich wiederkehrenden Ereignisses, geschweige denn eines 10.000^ojährlichen. Beim Ereignis Überflutung aufgrund eines Starkregenereignisses ist zumindest die unterhalb des Geländeniveaus gelegene Nebenkühlwasserpumpenstation 1 möglicherweise nicht ausreichend. Bei einer Beschädigung des Gebäudes durch Einwirkungen von außen kann nicht von der Funktion der darin befindlichen Pumpen ausgegangen werden.

Aufgrund des hohen Potenzials von Ausfällen der Nebenkühlwasserversorgung einschließlich der Frischwasserzufuhr und -aufbereitung durch Einwirkungen von außen sollten diversitäre Alternativen zum Nebenkühlwassersystem vorhanden sein, die gegen Einwirkungen von außen geschützt sind. In deutschen Anlagen existiert hierfür zumindest die Möglichkeit einer weiteren Wärmesenke über Brunnenwasser.

Alternative Wärmesenke und zeitliche Verfügbarkeit

Geschlossener Reaktor

Nach dem Ausfall der Hauptwärmesenke steht nur noch die notstromgesicherte Notbespeisung der Dampferzeuger im Feed&Bleed-Modus zur Verfügung. Diese kann mit dem als sicherheitsbezogen konzipierten Notspeisesystem HNČ und mit dem Hauptnotspeisesystem SHNČ erfolgen. Das HNČ ist nicht als Sicherheitseinrichtung konzipiert. Seine Komponenten sind nicht entsprechend qualitativ hochwertig und nicht erdbebensicher. Es ist in hohem Maße mit dem betrieblichen Haupt-

speisewassersystem vermascht und seine Komponenten befinden sich einschließlich der zwei Notspeisewasserpumpen ohne räumliche Trennung im Turbinengebäude auf der mit hochenergetischen Rohrleitungen bestückten Ebene 14,70 m. Bei bestimmten Auslegungsstörfällen kann daher nur von der Verfügbarkeit des SHNČ ausgegangen werden. Die gemeinsame Nutzung des Hauptnotspeisesystems durch beide Anlagen gleichzeitig muss aufgrund der hohen Vermaschung des Systems (Sammler der drei Deionattanks, 4 x 100 %-Pumpen für zwei Anlagen) als nachteilig gegenüber einem Notspeisesystem angesehen werden, das mit 3 x 100 %-Redundanzen getrennt ausgeführt ist (drei Deionatbehälter, drei Pumpen, drei eigene Rohrleitungen pro Block).

In deutschen Anlagen existiert ein 4 x 50 %-redundantes Notspeisesystem für die Dampferzeuger, das mit eigenen zu den Notstromdieseln diversitären Notspeisenotstromdieseln ausgestattet ist und sich inklusive einer eigenen Notsteuerstelle in einem gegen Einwirkungen von außen gesicherten Bunker befindet.

Das Hauptnotspeisesystem in Dukovany hängt im Notstromfall hinsichtlich seiner Stromversorgung indirekt vom Nebenkühlwassersystem ab. In deutschen Anlagen gibt es hier eigene Notspeisediesel, die unabhängig hinsichtlich ihrer Kühlung vom Notstromdieselsystem sind.

Hinsichtlich der Dampfabgabe über die Dampferzeuger, fehlen in den Berichten ausreichende Informationen bezüglich der in Dukovany zur Verfügung stehenden Entlastungsventile. Die Bespeisung der Dampferzeuger in Dukovany muss zunächst gegen einen Druck von 35 bar erfolgen, da dieser von den Sicherheitsventilen auf den Dampferzeugern nicht unterschritten wird. Zur Kapazität der Sicherheitsventile (PVPG) sowie zu ihren Öffnungsmöglichkeiten durch das Personal fehlen Angaben. Die jeweils drei Dampferzeugern gemeinsam zugeordneten beiden 100 %-Dampfbeipässe (PSA) sind in den Berichten nicht ausreichend spezifiziert.

Standard in deutschen Anlagen sind unabhängige und separat ausgeführte Armaturenstationen für jeden Dampferzeuger, die mit einem Abblaseregelventil und einem Sicherheitsventil ausgestattet sind, sicherheitstechnisch hochwertig, erdbebensicher, notstromgesichert und vor allem mit 100 %-Abblasekapazität je Ventil, automatisch und manuell zu öffnen. Zudem sind die Dampferzeugerbespeisungen derart getrennt ausgeführt (pro Dampferzeuger bespeist eine Pumpe und existieren Möglichkeiten der automatischen Dampferzeugerabsperzung), dass Dampferzeuger bei defekten Sicherheitsventilen bzw. Leckagen isoliert werden können.

Gemeinsam von zwei oder mehr Dampferzeugern genutzte Entlastungsventile, nicht ausreichende Abblasekapazität sowie eine fehlende automatische Auslösung des Notspeisesystems über die Absenkung der Dampferzeugerfüllstände können die rechtzeitige Wirksamkeit der sekundärseitigen Kühlung gefährden.

Bei der sekundärseitigen Bespeisung der Dampferzeuger durch die Feuerwehrpumpen ist nicht auszuschließen, dass die Wirksamkeit der sekundärseitigen Notbe-

speisung des Reaktors durch zu hohen Druck im Dampferzeuger bzw. durch die verzögerte manuelle Druckentlastung der bei 35 bar schließenden Sicherheitsventile eingeschränkt ist. Bei ausgedampften Dampferzeugern ist eine sekundärseitige Kühlung nicht mehr möglich. Für diesen Fall steht offenbar keine externe primärseitige Einspeisemöglichkeit zur Verfügung.

Geöffneter Reaktor

Bei geöffnetem Reaktor (Revisionsbetrieb) ist auch das Druckraumsystem geöffnet. Bei einem Ausfall des Nebenkühlwassersystems wird die 72 stündige Möglichkeit der Kühlung mittels des Notkühlsystems SAOZ als ausreichend betrachtet, sofern die Initiierung dieser Maßnahme rechtzeitig erfolgt.

Ein Ausfall der Wärmeübertragung während der Revision mit geöffnetem Reaktor-druckbehälter erhöht das Risiko einer Freisetzung von Radioaktivität, da die Kernbrennstoffe keine weitere belastbare Barriere außer der Brennstoffmatrix und den Hüllrohren umgibt. Das während des Betriebs druckdichte „Druckraumsystem“ wird zur Brennelementbeladung des Reaktors geöffnet, die Brennelemente liegen ohne weitere Barriere zum Reaktorgebäude im Wasser, so dass bei auftretenden Brennelementschäden eine direkte Freisetzung von Radioaktivität ins Reaktorgebäude erfolgen kann. Die Reaktorgebäude wurden weder für einen Druckanstieg im Gebäude ausgelegt, noch für eine Wasserstoffexplosion. Erschwerend käme bei einer Freisetzung von Radioaktivität in die Reaktorhalle hinzu, dass die Zugänglichkeit für Notfallmaßnahmen im Reaktorgebäude aufgrund einer möglicherweise hohen Strahlenbelastung nicht mehr gegeben wäre. Ein Austritt von Radioaktivität bzw. die Folgen einer Wasserstoffexplosion würden in diesem Fall Auswirkungen auf gleich zwei Reaktoren haben. Dies ist als sicherheitsrelevante Schwachstelle zu bewerten. Auch das Brennelementbecken besitzt zum Reaktorgebäude hin keine weitere Barriere.

Fazit

Die Frischwasserzufuhr aus dem Jihlava und die Frischwasseraufbereitung (raw water make up system) sind nicht als notstromversorgte Sicherheitseinrichtungen konzipiert und nicht gegen Einwirkungen von außen geschützt. Ein Ausfall der Frischwasserzufuhr und der Kühlmittelaufbereitung betrifft alle vier Reaktoren gleichzeitig. Dies ist als sicherheitstechnisch relevante Schwachstelle zu bewerten.

Das Nebenkühlwassersystem stellt für jeweils zwei Reaktoren gleichzeitig die Kühlung des Reaktors, die Brennelementbeckenkühlung, die Kühlung der Notstromdiesel sowie die Kühlung der Mess- und Regeltechnik sicher. Es weist jeweils für zwei Reaktoren hinsichtlich der Ansaugung der Nebenkühlwasserpumpen, der Nebenkühlwasserpumpen und der Rohrleitungen der drei Teilsysteme eine hohe Vermischung auf. Die Kühlturmfunktionen sind nicht als Sicherheitseinrichtung konzipiert und nicht notstromversorgt. Die Nebenkühlwasser-Pumpstationen sind nicht ausrei-

chend gegen Einwirkungen von außen geschützt. Dies ist als sicherheitsrelevante Schwachstelle zu bewerten.

Die Abhängigkeit der Kühlung der Notstromdiesel vom im Notstromfall nur sehr eingeschränkt verfügbaren Nebenkühlwassersystem und die Abhängigkeit des Nebenkühlwassersystems im Notstromfall von Notstromdieseln erhöht angesichts der Tatsache, dass die Funktionsfähigkeit des Nebenkühlwassersystems nicht vollständig notstromgesichert ist, das Potenzial für einen Station-Blackout. Die Randbedingungen und die Zeitdauer für den Anstieg der Nebenkühlwassertemperatur im Notstromfall finden sich weder im Betreiberbericht noch in Länderbericht und sollten genauer spezifiziert werden.

Das auch betrieblich genutzte Notspeisesystem HNČ ist nicht als sicherheitstechnische Einrichtung konzipiert, ist nicht räumlich getrennt und nicht erdbebensicher. Das Hauptnotspeisesystem SHNČ ist nicht ausreichend redundant (Sammler mit drei Deionattanks, 4 x 100 %-Pumpen systemübergreifend für zwei Blöcke). Beide Notspeisesysteme hängen im Notstromfall mit ihrer Stromversorgung indirekt vom Nebenkühlwassersystem ab.

Insgesamt besteht ein hohes Potenzial für Ausfälle der Nebenkühlwasserversorgung einschließlich der Frischwasserzufuhr und -aufbereitung durch Einwirkungen von außen.

Das den Reaktor umgebende „Druckraumsystem“ muss zur Brennelementbeladung des Reaktors geöffnet werden, so dass bei einem Verlust der Wärmeabfuhr auftretende Brennelementschäden eine direkte Freisetzung von Radioaktivität ins Reaktorgebäude bzw. die Umgebung verursachen können. Ein Austritt von Radioaktivität bzw. die Folgen einer Wasserstoffexplosion hätten Auswirkungen auf zwei Reaktoren gleichzeitig.

3.7 Brennelementbecken

3.7.1 Sachstandsermittlung

Ausfall der Stromversorgung

Die beiden Brennelementbeckenkühlstränge TG fallen aus, wenn es im Block zu einem Station-Blackout kommt. Eine Stützung durch den Nachbarblock mit Strom bleibt aber als Notfallmaßnahme verfügbar. Eine Kritikalität ist nicht zu befürchten, eine Kühlung mit unboriertem Wasser ist möglich.

Bei Ausfall der Stromversorgung existieren noch keine speziellen Notfallprozeduren. Denkbar ist eine Wärmeabfuhr über die Druckspeicher bei Integritätsverlust des Druckraumsystems, Wasser vom Nasskondensationssystem oder die Bespeisung durch Feuerwehropumpen.

Als Verbesserungsmaßnahmen werden kurzfristig Analysen bzw. die Umsetzung einzelner Notfallmaßnahmen geprüft. Mittelfristig ist die Notstromversorgung der Kategorie I für die Beckenkühlung vorgesehen.

Ausfall der Wärmeabfuhr

Bei Ausfall des Nebenkühlwassersystems fällt auch die Beckenkühlung aus. In diesem Fall könnte von den TH-Tanks des Notnachkühlsystems SAOZ Kühlwasser bezogen werden, bis die Tanks 60°C erreichen. Als weitere Maßnahme kommt die Kühlwasservorlage des Nasskondensationssystems in Frage oder die Nachfüllung durch das TM-System. Weitere Möglichkeiten bestehen in der Revision über Ersatzpumpen des Nieder- oder Hochdruckeinspeisesystems SAOZ oder über die Druckspeicher. Weitere Notfallmaßnahmen sind ebenfalls angedacht.

Als Verbesserungsmaßnahmen werden die bereits für die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor angedachten Maßnahmen angeführt, die eine diversitäre Wärmesenke zu den Kühltürmen betreffen, sowie Analysen und Regelungen für weitere Notfallmaßnahmen.

3.7.2 Bewertungsmaßstab

Die 2 x 100 %-redundante, unabhängige und räumlich getrennte, notstromgesicherte Ausführung des Beckenkühlsystems sowie Anschlüsse für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zur Beckenkühlung von außerhalb des Reaktorgebäudes sind grundsätzliche Vorgaben.

3.7.3 Relevanzbewertung

Nach Durchführung der in Betracht gezogenen Maßnahmen zur Verbesserung der Stromversorgung des Beckenkühlsystems ergeben sich keine Einwände hinsichtlich der Konzeption der Beckenkühlsysteme.

Die Wirksamkeit der bei einem Ausfall der Wärmeabfuhr aus den Brennelementbecken anzusetzenden Notfallprozeduren zur Kühlung der Brennelementbecken kann an dieser Stelle aufgrund fehlender weiterführender Informationen nicht bewertet werden.

3.8 Notfallprozeduren SAMG

Severe accident management guidelines (SAMG) werden für den Umgang mit drohenden bzw. ablaufenden Kernschmelzunfällen erarbeitet. Die Ereignisse in Fukushima zeigten, dass hier für alle Anlagen Optimierungspotenzial besteht. Nachfolgend soll nur zu den wichtigsten Maßnahmen Stellung genommen werden. Im Einzelnen sollten für den Stresstest betrachtet werden:

- Maßnahmen zum Erhalt oder der Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern,
- Maßnahmen zum Erhalt oder der Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken,
- Maßnahmen zum Erhalt der Integrität des Druckraumsystems.

Maßnahmen zum Erhalt oder der Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern

Im Rahmen einer Nachrüstungsmaßnahme wurde die Belüftungsleitung TL11 im Druckraumsystem umverlegt, einschließlich der Schaffung eines externen Anschlusses des Reaktordruckbehälters zur externen primärseitigen Kühlmittelbespeisung. Weiterhin ist die Einrichtung einer Vorbereitung einer Flutung der Reaktorgrube, zur Realisierung einer Kühlung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter vorgesehen. Beide Maßnahmen sind grundsätzlich als positiv zu bewerten.

Maßnahmen zum Erhalt oder der Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken

Es sind Maßnahmen vorgesehen, die mit Hilfe des Wasserinhalts des Druckabbausystems (bubble condenser) das Brennelementbecken kühlen sollen. Hinsichtlich der Wirksamkeit dieser Maßnahme liegen keine Analysen vor.

Maßnahmen zum Erhalt der Integrität des Druckraumsystems

Rekombinatoren

Innerhalb des Druckraumsystems existieren 17 Rekombinatoren, um den bei einem Kühlmittelverluststörfall freiwerdenden Wasserstoff zu entsorgen. Für die bei einem Kernschmelzunfall anfallende Wasserstoffmenge reichen diese Aggregate nicht aus. Ein neues effizientes System gibt es bisher offenbar noch nicht. Wasserstoffexplosionen würden neben dem Turbinengebäude wichtige Systeme in den Nebengebäuden beeinträchtigen. Rekombinatoren sind in deutschen Anlagen vorhanden. Hier besteht Nachrüstungsbedarf, der seitens der Betreiber auch angekündigt wurde (siehe Kap. 4.3.2). Aus den Ankündigungen lassen sich jedoch weder Wirksamkeit und Vollständigkeit dieser Maßnahmen ableiten.

Venting des Druckraumsystems

Ein aktives gefiltertes Druckentlastungssystem (Venting) ist im Druckraumsystem von Dukovany derzeit nicht vorhanden. Die aktiven Systeme wie Druckraumsprühung, Ventilatoren etc., sind bei zu unterstellendem Station-Blackout nicht mehr aktiv. Eine gefilterte Containment-Entlastung bildet international und in allen deut-

schen Anlagen den Standard. Auch in Dukovany sind auslegungsüberschreitende Drucktransienten möglich. Die Auswirkungen einer Druckraumzerstörung hätten neben der Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung (unterstellt, dass das Reaktorgebäude nicht integer bleiben würde) auch unmittelbare Folgen für die Sicherheit des Zwillingsblocks.

4 Weiterhin festgestellte Abweichungen des Standes von Wissenschaft und Technik

4.1 Abschaltssysteme

4.1.1 Sachstandsermittlung

Es gibt die Systeme TK und TB, die zur Borierung des RDB eingesetzt werden:

Das **TK**-System ist konzipiert als System mit sicherheitsrelevantem Bezug, bestehend aus 3x100 %-Redundanzen, notstromgesichert (Kat II, DG) aber mit nur zwei Leitungen, entsprechend dem Volumenregelsystem in deutschen Anlagen. Es ist für betriebliche Vorgänge vorgesehen, soll aber auch bei Kühlmittelverlust-Störfällen eingesetzt werden.

Das **TB**-System: SBB-Einstufung, Lagerung und Zufuhr von H_3BO_3 -Konzentrat zum Primärkreislauf. Zwei Vorratsbehälter mit H_3BO_3 -Konzentrat ($2 \times 50m^3$) und sechs Pumpen (1 Niederdruckpumpe, 2 Hochdruck-Abdrückpumpen, **3 Notfallpumpen**, notstromgesichert (Kat. II). Das H_3BO_3 -Konzentrat wird auf jeden der beiden Vorratsbehälter durch getrennte Leitungen von der Reinigungsstation und der chemischen Station geführt. Es finden sich keine Angaben zu den möglichen Einspeisedrücken, bzw. ob das System bei Störfällen zum Einsatz kommen kann.

Die Not- und Nachkühlsysteme des Primärkreislaufs TJ und TH sind als vollständige Sicherheitssysteme konzipiert:

Das Hochdruckeinspeisesystem **TJ** verfügt über drei 100 %-Redundanzen, notstromgesichert (Kat.II, ZN), (mit autarker Kühlung, Strom, Belüftung und Regelung) sowie Pumpen, die mit $65 m^3/h$ bei einem Druck von 127 bar (maximal 143 bar) einspeisen aus 3 Tanks ($3 \times 80 m^3$ H_3BO_3 -Konzentration von 40 g/kg bei $50^\circ C$), zum Nachspeisen und Erhöhen der Borkonzentration bei Störfällen wie z.B. Leckagen im Primär- oder Sekundärkreislauf, zur Verhinderung von nicht zulässigen Transienten bei Reaktivitätsschwankungen

Das Niederdruckeinspeisesystem **TH** besteht ebenso aus drei 100 %-Redundanzen, notstromgesichert (Kat II, ZN), die 3 Pumpen bespeisen den Reaktor mit $280 m^3/h$

bei einem Druck von 7,1 bar nach Druckentlastung aus 3 TH-Tanks mit $3 \times 250 \text{ m}^3$ H_3BO_3 mit einer Konzentration von 12 g/kg.

4.1.2 Bewertungsmaßstab

Entsprechend den deutschen Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke ist ein Druckwasserreaktor neben dem Schnellabschaltsystem mittels Steuerelementen mit mindestens einer weiteren, davon unabhängigen und diversitären Abschaltvorrichtung zur Herbeiführung und dauerhaften Aufrechterhaltung der Unterkritikalität mittels der Einbringung löslicher Neutronenabsorber in das Kühlmittel auszustatten.

Deutsche Anlagen verfügen daher neben dem Volumenausgleichssystem über ein Zusatzboriersystem, das als automatisches Sicherheitssystem zur langfristigen Abschaltung des Reaktors konzipiert ist.

Die Zusatzboriersysteme besitzen eine gegenüber dem Volumenregelsystem relevant höhere Boriergeschwindigkeit, die Einspeisung kann auch bei Primärkreisdrücken zwischen 200 und 210 bar ausreichend wirksam sein und sie verfügen insgesamt über mehr und höherwertige Systeme.

4.1.3 Relevanzbewertung

Als vollwertiges Abschaltssystem fungiert daher auch das Hochdruckeinspeisesystem TJ nicht, da es dem Reaktor kein Kühlmittel entnehmen kann und mit Einspeisedrücken von 127 bzw. maximal 146 bar nicht ausreichend dimensioniert ist. Dies gilt zwangsläufig auch für das TH-Niederdruckeinspeisesystem des Primärkreislaufs. Beide Systeme sind für die Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen vorgesehen und geeignet.

Das Boreinspeisesystem TK ist nur nachgeordnet notstromgesichert und nicht vorgesehen zur Beherrschung von Transienten. Es kann insofern nicht als Abschaltssystem betrachtet werden. Es wurde auch nicht als Sicherheitssystem konzipiert.

Das Boreinspeisesystem TB-System ist auch nicht als reine Sicherheitseinrichtung konzipiert, sondern nachgeordnet als sicherheitsbezogenes System kategorisiert. Es verfügt über drei notstromgesicherte Pumpen, die jedoch nur über zwei Leitungen in den Reaktor einspeisen.

Da die Systeme TB und TK nicht als Sicherheitssysteme konzipiert wurden, kann nicht davon ausgegangen werden, dass ihre Funktionsfähigkeit bei Störfällen rechtzeitig und ausreichend sichergestellt ist. Die fehlenden Angaben zur automatischen Initiierung und Regelung sowie zur maximal möglichen Bor-Einspeisemenge unter hohem Druck lassen nicht den Schluss zu, dass diese Systeme bei Störfällen wie Transienten oder Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) als Abschaltssysteme geeignet sind.

Bei derartigen Störfällen muss die Einspeisung von Bor in den Reaktor unter hohem Druck vom ca. 1,3 fachen des Auslegungsdruckes des Primärkreislaufs und in der entsprechenden Menge zum Abschalten des Reaktors möglich sein.

Es ist nicht auszuschließen, dass die Anlagen in Dukovany über kein qualitativ hochwertiges Zusatzboriersystem verfügen, das die Abschaltung des Reaktors bei Ausfall der RESA bzw. die langfristige Unterkritikalität des Reaktors gewährleisten kann.

4.2 Einwirkungen von außen

4.2.1 Sachstandsermittlung

Die Gesamtanlage wurde ursprünglich ohne Berücksichtigung seltener Ereignisse wie Flugzeugabsturz sowie Druckwellen aus Explosionen oder Beeinflussung durch Nachbarblocks konzipiert. Es befindet sich in einer Entfernung von 10 km zur Anlage der militärische Flughafen Náměšť nad Oslavou. Deshalb wurde im Bereich der Anlage eine Sperrzone für Flugzeuge eingerichtet, die in einem Radius von 2 km und einer Höhe von 1500 m um die Anlage gilt.

Berechnungen und probabilistische Analysen sollen gemäß dem tschechischen Bericht zur Sicherheitskonvention ergeben haben, dass die Anlage ausreichend gegen die Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geschützt ist /CR 2012/.

Hinsichtlich der Auslegung gegenüber Erdbeben und Extremwetterereignissen (Orkan, Starkniederschlag) bestehen Mängel, wie in Kapitel 3 dargelegt.

Hinsichtlich Einwirkungen von außen wurde die Möglichkeit von Wasserstoffexplosionen aus dem jeweils zweiten Zwillingsblock bzw. aus den beiden anderen Blöcken nicht betrachtet.

Der Kontrollraum, die Notfallkontrollräume, die Mess- und Leittechnik sowie die Schaltanlagen sind jeweils im Kopfgebäude untergebracht.

Druckraumsystem

Die druckführenden Komponenten des Primärkreislaufs, also der Reaktordruckbehälter, die Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen, der Druckhalter sowie die beiden Druckspeicher sind in einem mit Stahlbeton abgegrenzten hermetischen Bereich des Reaktorgebäudes untergebracht, der als Druckraumsystem bezeichnet wird. Unter Störfallbedingungen wird die hermetische Zone von der Reaktorgebäudeumgebung durch gemeinsame Aktivierung der Gebäudeabschlussarmaturen des Frischdampfsystems getrennt, der Druck durch das Druckraumsprühsystem reduziert und die Wärmeabfuhr über das Nebenkühlwassersystem gewährleistet. Das Druckraumsystem ist ausgelegt für einen absoluten Druck von 2,5 bar. Das Druck-

raumsystem beinhaltet auch das Nasskondensationssystem, über das bei Störfällen mit Druckaufbau eine Druckreduzierung erfolgen soll. Eine Leckraumabsaugung, wie in deutschen Containments vorhanden, fehlt hier.

Die seismische Bewertung der Gebäude-Strukturen des Druckraumhülle selbst soll nach Angaben von ČEZ ergeben haben, dass selbst nach einem kleinen bis mittleren Kühlmittelverluststörfall kombiniert mit anderen Lasten auch im Falle eines Erdbebens mit einer horizontalen Beschleunigung $< 0,1 g$ keine Einschränkung der Leckdichtigkeit zu unterstellen sei. Andere Angaben zur Widerstandsfähigkeit des Druckraumsystems gegenüber Einwirkungen von außen fehlen.

Reaktorgebäude, Turbinengebäude und Nebengebäude

Die beiden Reaktorgebäude einschließlich der quer und längs angrenzenden Nebengebäude und das Turbinengebäude sind entsprechend der Sachstände zu den vorhergehenden Kapiteln als beim Bemessungserdbeben standsicher, aber nicht funktionssicher und nicht grundsätzlich gegen extreme Wetterbedingungen bzw. sonstige Einwirkungen von außen ausgelegt. Inwieweit sich dies auf die Funktionssicherheit der außerhalb des Druckraums gelegenen Sicherheitssysteme, wie beispielsweise die Notkühlpumpen, die Belüftungs- und die Sprühsysteme auswirken kann, ist nicht dargelegt. In diesen Gebäuden sind eine Vielzahl von Sicherheitseinrichtungen und Betriebssystemen untergebracht. Bei diesen ist das Konzept der räumlichen Trennung nicht oder wenig verwirklicht.

Im Turbinengebäude sind große Bereiche der Speisewasser- und Notspeisewassersysteme untergebracht. Dies betrifft im Wesentlichen die Frischdampfumleitungen und die Versorgungsleitungen der einzelnen Dampferzeuger einschließlich der Frischdampfabblassstationen und Sicherheitsventile der Dampferzeuger, die sich ohne räumliche Trennung auf der Ebene +14,7 m befinden. Bis auf die technischen Kondensatoren verfügen die Speisewassersysteme nicht über eine seismische Auslegung. Das notstromgesicherte Notspeisesystem befindet sich mit zwei 100%-Redundanzen ebenso in der Turbinenhalle und sein Rohrleitungssystem ist mit dem des Hauptspeisewassersystem soweit verknüpft, dass aus den gleichen Leitungen angesaugt und eingespeist wird. Das System kann ebenso für die Nachwärmeabfuhr über die technischen Kondensatoren als auch für die Feed&Bleed-Bespeisung der Dampferzeuger eingesetzt werden, wobei der Dampf über die Dampferzeuger mittels 2x100 %-Frischdampfabblassstationen an die Atmosphäre oder über die beiden 50 %-Sicherheitsventile je Dampferzeuger abgegeben wird. Abblasestationen und Sicherheitsventile sind notstromgesichert, bruchsicher und erdbebensicher ausgelegt und von der Warte und der Notfallwarte fernbedient steuerbar. Das Frischdampfsystem innerhalb des Gebäudes ist aber offenbar nicht basissicher ausgelegt.

Nebenkühlwassersystem

Wie bereits in Kapitel 3 dargestellt, sind die Kühlturmsysteme inklusive ihrer Becken, die Jihlava-Frischwasserpumpstation und die entsprechenden Einlaufbauwerke nicht gegen Einwirkungen von außen wie Überflutung und Erdbeben, Explosionsdruckwelle und Flugzeugabsturz ausgelegt.

Gebäude Notstromdiesel

Die Erdbebensicherheit der Notstromdieselgebäude beschränkt sich einerseits auf mechanische Festigkeit und Bruchsicherheit bei Erdbeben (Sb 2), andererseits soll das Notstromdieselgebäude hinsichtlich seiner Erdbebensicherheit nachgerüstet worden sein. Weitere Informationen zur Auslegung der Notstromdieselgebäude sowie der Notstromdieselgeneratoren gegenüber Einwirkungen von außen fehlen.

4.2.2 Bewertungsmaßstab

Gemäß der Convention on Nuclear safety sind Kernkraftwerke derart auszulegen, dass unter natürlichen Einwirkungen von außen, wie Erdbeben, Hochwasser, Extremwetter, etc. die Möglichkeit besteht, den Reaktor abzuschalten und unterkritisch zu halten, die Nachwärme ausreichend lange abzuführen und radioaktive Freisetzungen auf die Störfallplanungswerte zu begrenzen.

Primär sind insbesondere die sicherheitstechnischen Einrichtungen zum Schutz der Kernbrennstoffe, zur Abfuhr der Nachwärme sowie zur Notstromversorgung gegen Einwirkungen von außen auszulegen. Dabei bildet das Prinzip der räumlichen Trennung der einzelnen Sicherheitseinrichtungen und ihrer Teilsysteme eine wesentliche Grundlage.

Beim unfallbedingten Absturz eines Verkehrsflugzeugs oder eines Militärflugzeugs erfolgt die Auslegung in Deutschland unter Berücksichtigung von:

- Absturzszenarien (Flugzeugtyp, Geschwindigkeit, Beladung, Aufprallort usw.),
- baulichen Reserven bei Lasten durch Auftreffen eines Flugzeugs,
- mechanischen Auswirkungen einschließlich Wrackteilen,
- Auswirkungen Treibstoffbrand,
- Wirksamkeit räumlicher Trennung,
- Leck als Folgeereignis (induzierte Erschütterungen),
- Möglichkeit und Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung von Auswirkungen auf Infrastrukturen und Personal.

4.2.3 Relevanzbewertung

Die Gesamtanlagen in Dukovany wurden ursprünglich nicht für seltene Ereignisse wie Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle konzipiert. Es finden sich auch keine Anhaltspunkte, dass Einwirkungen durch Ereignisse in Nachbarblöcken betrachtet wurden. Das Reaktorgebäude selbst einschließlich der Nebengebäude würde bei

einem Flugzeugabsturz massiv zerstört werden, nicht auszuschließen ist auch eine Zerstörung des Druckraumsystems. Das Druckraumsystem ist nicht mit deutschen Containments zu vergleichen:

Die deutschen Containments/Reaktorsicherheitsbehälter verfügen zunächst über einen kugelförmigen Stahlbehälter. Innerhalb dieses Reaktorsicherheitsbehälters befindet sich der Trümmerschutzzylinder aus Stahlbeton mit mindestens 80 cm Wandstärke. Er trennt die nicht begehbaren Räume (Anlagenräume) von den begehbaren Räumen (Betriebsräume). Die Anlagenräume nehmen den gesamten Primärkreis auf. In den so genannten Betriebsräumen ist u. a. auch das Brennelement-Becken angeordnet. Die einzelnen Stahlbetonkonstruktionsteile der Anlagenräume haben die Aufgabe, die Belastungen aus den Primärkreis Komponenten aufzunehmen und über Decken und Wände in das Fundament abzuleiten. Der Reaktorsicherheitsbehälter ist für einen Innendruck von mindestens 5,7 bar ausgelegt. Ein Leckabsaugesystem sorgt dafür, dass bei Undichtigkeiten keine Radioaktivität nach außen dringt. Bei dem Sicherheitsbehälter handelt es sich um einen Volldruckbehälter, der die gesamte bei einem Reaktorunfall freiwerdende Energie aufnehmen muss. Obwohl alle deutschen Druckwasserreaktoren mindestens einen derartigen Schutz aufweisen, ist ihre Auslegung gegen Flugzeugabsturz nicht in allen Anlagen gegeben.

Demgegenüber fehlt in Dukovany der Sicherheitsbehälter aus Stahl, das Druckraumsystem entspricht in diesem Fall eher dem Trümmerschutzzylinder der Anlagenräume. Ein Leckabsaugesystem fehlt. Im Revisionsbetrieb kann in Dukovany ohnehin nicht vom Druckraumsystem Kredit genommen werden, da der Reaktor und damit das Druckraumsystem offen sind.

Die nachfolgenden Schäden durch Treibstoffbrände könnten weitere Ausfälle verursachen. Die Sicherheit der Reaktoren gegenüber Flugzeugabsturz kann durch den Betreiber nur über die Distanzen der beiden Doppelblöcke hergeleitet werden, kombiniert mit der gegenseitigen Stützung der Doppelblöcke bei Integritätsverlust einer Zwillinganlage bzw. einen nur geringen probabilistischen Beitrag zur Schadenshäufigkeit. Ein tatsächlicher Schutz gegen Flugzeugabsturz im Sinne einer Robustheit der Anlage liegt hier nicht vor.

In Dukovany befindet sich weiterhin ein Teil der Sicherheitssysteme außerhalb des Druckraumsystems und ist damit nicht ausreichend gegen Flugzeugabsturz gesichert. Zentrale Sicherheitsfunktionen sind zudem auch nicht durch räumliche Trennung ausreichend geschützt.

Das Brennelementbecken gehört nicht zum Druckraum, wenngleich seine Seitenwände entsprechend ausgelegt sein sollen. Bei einer Zerstörung des Reaktorgebäudes mit Folgebrand ist jedoch nicht mehr davon auszugehen, dass das Brennelementbecken noch über ausreichend Wasser/Wasserzufuhr verfügt, so dass eine Kühlung gesichert bleibt. Erschwerend kommt das Fehlen einer ausreichenden Bar-

riere zwischen den Kernbrennstoffen und der Umgebung zum Tragen. Die derzeit betriebenen deutschen Druckwasserreaktoren beinhalten wesentliche Sicherheits-einrichtungen zur Reaktorkühlung entweder direkt innerhalb ihres Containments (Brennelementbecken, primärseitige Wasserreservoirs) und verfügen über vierfache voneinander unabhängig konzipierte Notspeisesysteme mit eigenen Wasserreservoirs, die sich in verbunkerten Gebäuden befinden, einschließlich der Notspeise-notstromdiesel sowie der Notsteuerwarte.

Diese Ergebnisse sind auch auf Explosionsdruckwellen übertragbar bzw. Ereignisse in Nachbarblocks.

Die Robustheit der Kernkraftwerke in Dukovany gegenüber seltenen Einwirkungen von außen, wie z. B. Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle, ist vergleichsweise gering. Das Druckraumsystem entspricht nicht dem in allen deutschen Reaktoren realisierten Niveau. Aufgrund der fehlenden zusätzlichen Stahlhülle, des in der Revision geöffneten Druckraums/Reaktordruckbehälters und des außerhalb des Druckraumsystems befindlichen Brennelementbeckens, ist die letzte Barriere gegenüber Freisetzungen bei schweren Unfällen als weniger robust einzustufen. Dies ist als wesentliche Schwachstelle zu bewerten.

4.3 Sonstige Themen

Im Jahr 1993 initiierte die IAEA eine systematische Überprüfung und Entwicklung eines Rankings der Sicherheitsrelevanten Schwachstellen der VVER-440/213-Reaktoren. Insgesamt 33 die Sicherheit verbessernde Maßnahmen betrafen die Themen:

- Schutz der Integrität des Reaktordruckbehälters;
- Verbesserung der Zuverlässigkeit des Notspeisewassersystems;
- Verbesserung des Umgangs mit großen Leckagen vom Primärkreislauf in den Speisewasserkreislauf;
- Verbesserung des Notkühlsystems (SAOZ) und anderer Einrichtung zur Beherrschung des KMV-Störfalls;
- Verbesserung des Containments;
- Brandschutz;
- Einrichtungen für auslegungsüberschreitende Ereignisse (equipment for severe accidents);
- Neuerrichtung der Mess- und Regelungstechnik (I&C reconstruction); und
- Verbesserung der seismischen Widerstandsfähigkeit.

Nach weiteren Überprüfungsprozessen in einzelnen Anlagen wurde 1996 im WWER-440/213 Safety Issue Book auf folgende sicherheitstechnische Schwachstellen hingewiesen:

- Unbefriedigende Qualifizierung der Einrichtungen gegenüber vorhersehbaren Umgebungs- und seismischen Bedingungen bei Auslegungstörfällen.
- Hohe Sicherheitsbedenken des Druckraumsystems bei maximalen Druckdifferenzen. Die Berechnungsmethoden korrespondierten nicht mit westlichen Vorgehensweisen und wurden auch von Russland selbst geändert. Neueste Berechnungen der IAEA-Programme zeigten, dass die Festigkeit einiger Strukturelemente des BC bedenklich sei.

Weiterhin wurden erkannt:

- Defizite und Abweichungen bei der zerstörungsfreien Prüfung des Reaktorkühlmittelsystems, mit Auswirkungen auf die zeitliche Erkennung von Schwachstellen in der druckführenden Umschließung.
- Risiken einer Sumpfsieblockade bei Kühlmittelverluststörfällen.
- Defizite bei der nicht bestehenden räumlichen Trennung des Notspeisewassersystems im Maschinenhaus, so dass redundanzübergreifende Auswirkungen bei Brand, interner Überflutung, beim Bruch hochenergetischer Rohrleitungen oder bei Erdbeben auf die Kernkühlung befürchtet werden
- Defizite beim Brandschutz, insbesondere aufgrund der mangelnden Redundanztrennung beim Notspeisewassersystem und bei den Elektro-Kabeln redundanter Sicherheitskomponenten.
- Risiken durch den Bruch hochenergetischer Rohrleitungen im „longitudinal auxiliary floor“ (Podélná etažérka) auf Ebene 14.7 m mit Mehrfachausfällen sicherheitstechnisch relevanter Systeme bis zum Verlust des Notspeisewassersystems.
- Defizite hinsichtlich der Auslegung der Anlagen gegen Erdbeben, da die ursprüngliche Erdbebenauslegung nicht der internationalen Praxis entspricht.

Unter Berücksichtigung dieser Themen bzw. einer Liste von insgesamt 74 identifizierten Schwachstellen in Dukovany erfolgte eine Überprüfung durch die IAEA, die 1999 zum Ergebnis kam, dass alle 74 Punkte Gegenstand spezieller Maßnahmen zur Verbesserungen der Sicherheit waren.

Gemäß IAEA erreichte man folgenden Umsetzungsgrad der Verbesserungen:

Ein Programm zur Qualifizierung des Anlagenequipments wurde gestartet, das bis Ende 1997 abgeschlossen werden sollte.

Die sicherheitstechnischen Aufgaben hinsichtlich der Auslegung bzw. Verstärkung der Druckraumsystem-Strukturen sollten jedoch deutlich einer Prüfung bzw. einer

Neubetrachtung unterzogen werden, um den Empfehlungen der IAEA zu entsprechen.

Die Anforderungen im Bereich der Integrität von Komponenten waren in weitgehender Bearbeitung.

Hinsichtlich der Systeme waren gemäß IAEA 1999 deutliche Verbesserungen zumindest geplant, wie:

- Die Qualifizierung der Sicherheitsventile der Druckhalter und Dampferzeuger für Dampf und Wasser;
- Die Entfernung des Notspeisewassersystems aus dem Maschinenhaus und Erreichen des völligen Schutzes gegenüber innerer und äußerer Einwirkungen
- Die teilweise Entfernung der bestehenden Isolierung des Primärkühlkreislaufs zur Verhinderung einer Sumpfsiebverstopfung des Notkühlsystems

Nichtsdestotrotz wurde weiterhin gefordert, dass zusätzliche Analysen hinsichtlich des Nebenkühlwassersystems durchgeführt werden sollten, um mögliche Quellen für Ausfälle gemeinsamer Ursache zu identifizieren.

- Im Bereich Meß- und Regelungstechnik wurden weitere Arbeiten hinsichtlich einer Anpassung der Arbeitsbedingungen in den Kontrollräumen und Notfallkontrollräumen durchgeführt.
- Die Anforderungen hinsichtlich interner Einwirkungen (Feuer, Überflutung, Rohrbruch) wurden angesprochen und die Umsetzungen hinsichtlich Brand fortgesetzt.
- Die Störfallanalysen werden dem internationalen Standard angepasst.

Im Rahmen des MORAVA (MODernization - Reconstruction - Analyses - VALidation) Projektes führte der Betreiber seit 1998 nach eigenen Angaben Verbesserungen der Anlagensicherheit durch /CEZ 2011/:

Modifikation der TQ-Sumpfsiebe gegen Verstopfung bei Kühlmittelverluststörfällen

Modifikation des PoE Equipements auf der 14,70 m-Ebene zum Schutz der hochenergetischen Rohrleitungen gegen Strahlkräfte

Komplette Sanierung der Meß- und Regeltechnik (RTS, ESFAS, ELS, RST, PAMS, etc.)

Umsetzung des Verteilsammlers der Notspeisewasserpumpen zur Trennung des Sicherheitssystems von den hochenergetischen Rohrleitungen

Vervollständigung der Druckhalterabblaseventile OVKO, einschließlich des Reaktordruckbehälterschutzes gegen kalte Druckbeaufschlagung

Vervollständigung der Notfall-Druckentlastung des Reaktordruckbehälters und der Dampferzeuger

Abflussleitung zur Verhinderung von Kühlmittelverlusten bei einer Leckage der Hauptkühlmittelpumpen

Verbesserung des Brandschutzes (Installation von Brandschutztüren, etc.)

Verbesserung beim Leck-vor-Bruchdesign

Qualifizierung der Druckhalterabblase- und Sicherheitsventile für Wasser.

Qualifizierung für die Dampferzeugerabblase- und Sicherheitsventile für Wasser

Anschlussstutzen für die mobilen Feuerweerpumpen an das Notstandsnotspeisewassersystem

Austausch der Notspeisewasserpumpen gegen Pumpen mit höherer Kapazität

Qualifizierung wichtiger sicherheitstechnischer Komponenten

Anhebung der Leistung von 1375 MWth auf 1444 MWth.

Verlagerung der Belüftungskanäle innerhalb des Druckraumsystems, die Aktion beinhaltet die Öffnung einer Ansaugöffnung für die RDB-Kühlung von außerhalb.

Einbindung bestimmter Notfallprozeduren (EOPs) und (SAMGs)

Hinsichtlich einer detaillierten Vorgehensweise, des Umsetzungsgrades, der Wirksamkeit sowie der Vollständigkeit der einzelnen Verbesserungs-Maßnahmen kann an dieser Stelle aufgrund des begrenzten Umfangs dieser Stellungnahme keine Aussage getroffen werden. Hierzu sind vertiefte Prüfungen erforderlich.

Die Leistungssteigerung der Reaktoren von 1375 MWth auf 1444 MWth führt der Betreiber als Verbesserungsmaßnahme an. Dies ist aus sicherheitstechnischer Sicht falsch, da hierdurch die Auslegungsreserven erheblich vermindert werden, siehe hierzu das nachfolgende Kapitel.

Nachfolgend sollen noch weitere Themen angesprochen werden, die im begrenzten Zeitrahmen dieser Studie nur noch eingeschränkt zu untersuchen waren bzw. für deren Sachstandsverifizierung keine ausreichenden Quellen zur Verfügung standen.

4.3.1 Leistungserhöhung

Die Anfang der 70er Jahre konzipierten und von 1985 – 1987 in Betrieb genommenen Anlagen wurden ursprünglich für eine Leistung von 440 MWe errichtet. Mittlerweile wurde die Leistung der Anlagen im Rahmen des Projekts V261: „Ausschöpfung der Auslegungssicherheiten“ stufenweise um ca. 15 % auf 500 MWe aufgestockt.

Die Leistungserhöhung eines Reaktors besitzt wesentlichen Einfluss auf die Auslegung seiner Sicherheitseinrichtungen. Die primärseitigen Not- und Nachkühlsysteme, die sekundärseitigen Notspeisesysteme sowie der Nebenkühlwasserbedarf, die

Jihlava-Pumpstation und die Leistungskapazitäten der Notstromdieselgeneratoren müssen entsprechend angepasst werden.

Entsprechend des steigenden Strombedarfs der Notstromverbraucher sind die Kapazitäten der Notstromdiesel, ihrer Diesel- und Schmierölvorräte sowie ihre Kühlung aufzustocken. Ein erhöhter Bedarf an Dieselöl reduziert gleichzeitig die zur Verfügung stehenden Betriebszeiten.

Nicht zuletzt betrifft dies auch die ausreichende Dimensionierung des Druckraumsystems und des Nasskondensatorsystems bzw. die entsprechend durchgeführten Analysen zur Wirksamkeit und Kapazität der Boriersysteme, der Notkühleinrichtungen einschließlich der Inventare der Druckspeicher, Notkühlwassertanks, Deionatbehälter und Nebenkühlwasserreservoirs. Hinsichtlich einer Anpassung dieser Systeme an die Leistungssteigerung finden sich keine Informationen in den Stresstestberichten.

Der seitens des Betreibers gewählte Name der Leistungssteigerung „Ausschöpfung der Sicherheiten“ vermittelt jedoch, dass die vorhandenen Kapazitäten hinsichtlich ihrer Sicherheiten ausgereizt werden sollten. Dies verbietet sich, da dies einerseits auf Kosten der Zuverlässigkeit der Komponenten und andererseits auf Kosten der Sicherheitsmarge bei der Beherrschung von Störfällen, insbesondere Transienten, geht.

Im Rahmen der europäischen Stresstests sollte die Robustheit der Anlage gegenüber Cliff-Edge-Effekten demonstriert werden. Eine Leistungssteigerung in allen vier Reaktorblöcken wirkt dem entgegen. Des Weiteren erhöht sie die Risiken, die mit der Nutzung veralteter Werkstoffe, versprödeter, gegebenenfalls rissbehafteter Komponenten einhergeht, die von Spannungsrissskorrosion bzw. anderen Alterungsphänomenen betroffen sein können.

4.3.2 Druckraumsystem

ČEZ geht davon aus, dass die Integrität des Druckraumsystems nicht durch den Ausfall des Nebenkühlwassersystems gefährdet sein könne. Die Erhitzung des Druckraumsystems könne durch das Druckraum-Sprühsystem, das Ventilationssystem und den Sumpfumlauf beherrscht werden, solange das Wasser im Druckraumsystem noch nicht zu erwärmt ist. Die Druckhalterentlastungs- und Sicherheitsventile des Druckhalters geben im Feed&Bleed-Betrieb den Dampf aus dem Primärkühlmittelkreislauf in das Druckraumsystem ab. Der Dampf soll dann über die Notkühlsysteme (Sprühsystem, Hochdruck- und Niederdruckeinspeisung) niedergeschlagen werden.

Als letzte Möglichkeit wird die passive Abgabe von Wärme an das Nasskondensationsystem angesehen. In /GRS 1992/, Seite 66 wurde dies allerdings bei der Beur-

teilung des Druckraumsystems des baugleichen Greifswalder Reaktors 5 bezweifelt. Die Analysen zum doppelendigen Bruch der Hauptkühlmittelleitung hätten gezeigt, dass der Integrität der aus Plastik gefertigten Umlenkklappen des Nasskondensators eine wesentliche Bedeutung zukomme, da das Versagen bereits weniger Kappen den Nasskondensator wirkungslos mache. Bei der Störfallberechnung wurden die Auslegungswerte knapp erreicht, bzw. geringfügig überschritten. Inwieweit diese Ergebnisse auf Dukovany übertragbar sind, ist nicht bekannt. Der Auslegungsdruck in Greifswald, Block 5 betrug 2,45 bar. Allerdings wurde damals für die Anlage noch eine Leistung von 440 MW vorgesehen. Die GRS beanstandete für das Druckraumsystem in Greifswald unter anderem, dass:

- beim Druckentlastungsvorgang am Druckhalter bereits beim Versagen von mehr als zwei Umlenkklappen je Wanne des Nasskondensationssystems der Auslegungsdruck des Druckraumsystems überschritten wird,
- die Festigkeit der Kappen unter verschiedenen dynamischen Belastungen zu prüfen ist,
- die Druckdifferenzbelastungen der Druckraumwände zu analysieren seien,
- Strahlkraftbelastungen auf die Wand des Druckraumsystems bisher nicht betrachtet wurden.

In den 1990er Jahren wurde eine Reihe experimenteller und analytischer Untersuchungen durchgeführt, um die Fähigkeiten des Druckabbausystems (bubble condenser, BC) abzusichern. Zum baugleichen Reaktor 5 in Greifswald wurde von der /GRS 1992/ darauf hingewiesen, dass die Schleusen und Montageöffnungen in der Vergangenheit häufig Leckagen aufwiesen, insbesondere die Luken oberhalb der Dampferzeuger. In Ermangelung eines das Druckraumsystem umgebenden Sicherheitsbehälters mit Leckageabbausystem wies die GRS darauf hin, dass der entsprechend den deutschen sicherheitstechnischen Richtlinien geforderte Sicherheitseinschluss nicht vollständig verwirklicht ist. Die GRS bemängelte auch, dass eine räumliche Trennung der im Druckraumsystem vorhandenen Primärsysteme und Sicherheitseinrichtungen nicht realisiert wurde.

Eine Reihe zusätzlicher Fragen zur Integrität bzw. zum Verhalten des Druckraumsystems ergeben sich bei Belastungen, die die Auslegungswerte überschreiten sowie zu den dann vorhandenen Maßnahmen zur Druckentlastung des Druckraumsystems, zur Wasserstoffreduzierung sowie zur Rückhaltung von Radioaktivität. Bei den durchgeführten Maßnahmen zur Nachrüstung der Anlagen finden sich neben den Störfallanalysen keine weiteren Informationen zu der von der IAEA /IAEA 1999/ eingeforderten strukturellen Stärkung des Druckraumsystems.

Das Projekt VERSAFE mit dem Final Synthesis Report, VERSAFE, Concerted Utility Review of VVER-440 Safety Research Needs, Finland, /VER 2003/, hatte das Ziel

weiteren Forschungsbedarf hinsichtlich des Umgangs mit auslegungsüberschreitenden Störfällen (Severe Accident Management, SAM) und Alterungsmanagement (Plant Life Management, PLIM) zu definieren. Dabei sollten alle europäischen Betreiber von WWER 440/213-Reaktoren zusammen ein harmonisiertes gemeinsames Vorgehen sicherstellen.

Neben anlagenspezifischen Themen waren dabei Strategien zur Kühlbarkeit sowie vorbeugende Strategien für das Druckabbausystem wesentlich. Themen hierbei waren:

Machbarkeit der Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktor (In-Vessel-Retention, IVR): das wesentliche Problem hierbei bestand darin, dass der Reaktordruckbehälter nicht oberhalb seiner unteren Auflagepunkte geflutet werden konnte. Es galt nachzuweisen, dass die strukturelle Integrität des Reaktordruckbehälters erhalten bleibt. Zu diskutieren waren in diesem Zusammenhang die Probleme bei der Flutung der Reaktorgrube, die Vorhaltung ausreichender Wasservorräte, ein richtiges Timing für die Maßnahme und die Möglichkeit, Wasser über eine Belüftungslinie zu verlieren. Ergebnis war eine Reihe von erforderlichen Nachrüstungen. Gegenläufige Effekte beim Fluten der Reaktorgrube, wie zum Beispiel ein druckbeaufschlagter Temperaturschock des Reaktordruckbehälters beim Fluten, sollten abgegrenzt werden.

Parallel zur Machbarkeit der IVR wurden auch Strategien zur Kühlung der Kernschmelze außerhalb des Reaktordruckbehälters betrachtet. Vor- und Nachteile sowie Ausschluss bestimmter Optionen sollten Gegenstand vertiefter Entscheidungsprozesse sein.

Es wurden auch Strategien für die Integrität des Druckraumsystems betrachtet, wobei die Leckdichtigkeit dieser Barriere einerseits und die Wasserstoffreduzierfähigkeit auf der anderen Seite zu berücksichtigen sind. Die Modellierung des Leckageverhaltens des Druckraums wurde in diesem Zusammenhang als ebenso wichtig bewertet, wie Analysen zur Reduzierung der Wasserstoffkonzentration. Dabei wurde die Wichtigkeit der Verifizierung rechnerischer Ergebnisse durch experimentelle Untersuchungen betont. Da die meisten Druckraumsysteme zwischenzeitlich eine bessere Leckdichtigkeit aufweisen, ist die Verhinderung eines langzeitigen Druckaufbaus im Druckraumsystem besonders relevant. Als Optionen hierfür wurden die gefilterte Druckraumentlastung und Sprühsysteme angeführt.

Weitere anlagenspezifische Forschung wurde gefordert hinsichtlich:

- der Beherrschung von Dampferzeugerheizrohrlecks,
- dem Nachweis der Barrierefunktion im Nichtleistungsbetrieb bei geöffnetem Druckraum,
- dem Dichtheitsmanagement des Druckraumsystems,
- dem Wasserstoffmanagement des Druckraumsystems,

- der Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter durch externe Kühlung des Reaktordruckbehälters,
- der Sicherstellung der Kühlbarkeit der Kernschmelze außerhalb des Reaktordruckbehälters
- der Verhinderung eines langandauernden Überdruckaufbaus im Druckraumsystem und
- den Anforderungen hinsichtlich Unterkritikalität.

In diesem Zusammenhang wurde für experimentelle Untersuchungen im Rahmen des Projektes PHARE/TACIS PH 2.13/95 am Electrogorsk Research and Engineering Center on NPPs Safety (EREC) die großräumige Testanlage BC V-213 errichtet. Sie wurde für die ungarische Anlage Paks, die sich 100 Kilometer südlich von Budapest an der Donau befindet, angewendet. Aufgrund von zwei Designunterschieden des Bubble Condensers waren die Ergebnisse nicht für die Anlage Kola im äußersten Nordwesten von Russland übertragbar. Die Unterschiede bestanden in:

- der doppelten Anzahl an Rückschlagventilen der Nennweite DN 500 zwischen dem BC und den Luftfallen in Kola gegenüber Paks,
- einem einzigen Korridor mit einer Fläche von 15,7 m² zwischen den Dampferzeugerboxen und dem „dead-end volume“ in der Anlage Kola.

Bezugnehmend auf das Projekt PHARE/TACIS PH 2.13/95 wurde im Rahmen des Projektes TACIS R2.01/99 die Funktionssicherheit des Druckabbausystems des russischen VVER-440/213-Reaktors, Unit 3, in Kola an der integralen Testanlage BC V-213 getestet. Ein hierzu im Jahr 2012 veröffentlichter Forschungsartikel des Elektrogorsk Research and Engineering Center für Safety of Nuclear Power Plants in Moskau und der Gesellschaft für Reaktorsicherheit /Elec 2012/ bestätigte die Funktionssicherheit des Druckraumsystems bei auftretenden Belastungen großer und kleiner Kühlmittelverluststörfälle sowie des Bruchs der Hauptfrischdampfleitung für das Druckabbausystem. Zuvor durchgeführte Kalkulationen mit anerkannten Rechenprogrammen konnten durch die Testergebnisse reproduziert werden. Hinsichtlich der hierbei unterstellten Randbedingungen, Szenarien und Modellierungen kann im Rahmen dieser Studie keine vertiefte Bewertung abgegeben werden. Von einer Übertragbarkeit der Ergebnisse auf die Anlage in Dukovany ist auszugehen.

Das Druckraumsystem war auch Gegenstand von Empfehlungen des 2008 durchgeführten Safety-Reviews der IAEA für Dukovany: „Safety Assessment Long Term Operation Review (SALTO), IAEA (2008): review of the NPP’s readiness to secure safety aspects resulting from the NPP’s service life’s extension“.

Modifikationen in Dukovany

In der Folge wurden in Dukovany folgende Modifikationen durchgeführt bzw. angestrebt:

- Erweiterung der Kapazität der Wasserstoffrekombinatoren
- Anpassung der Belüftungslinie TL11 im Druckraum, um Kühlmittelverluste bei KMV-Störfällen über die Belüftung zu vermeiden, einschließlich eines Anschlusses für die externe Befüllung des Reaktordruckbehälters

Weitere Aktivitäten wurden ganz oder nahezu abgeschlossen, wie z.B.:

- Aktionen zur Verhinderung von irreversiblen Kühlmittelverlusten
- Füllstandsmessungen in der Reaktorgrube
- Verbesserung der Genauigkeit der Dichtigkeitsmessungen im Druckraumsystem
- Upgrade des Anlagendesigns in Dukovany, um die Konsequenzen auslegungsüberschreitender Störfälle zu begrenzen (Kapazitätserhöhung der Wasserstoffreduzierung, Vervollständigung der Rekombinatoren, Vorbereitung einer Flutung der Reaktorgrube, Verbesserung der Widerstandsfähigkeit der Frischdampfleitungen im Druckraumsystem.)

Die hier aufgeführten Sachstände verdeutlichen, dass das in den 70er Jahren konzipierte Druckraumsystem der Reaktoren in Dukovany eine Reihe von Problemen hinsichtlich seiner Störfallsicherheit aufweist.

Die Auslegungsstörfälle „kleiner und großer Kühlmittelverluststörfall“ und „Bruch der Hauptfrischdampfleitung“ repräsentieren beispielsweise nur einen Teil der möglichen Störfall-Belastungen, gegen die das Druckraumsystem als einzige Barriere zwischen dem Reaktordruckbehälter und der Umgebung gemäß deutschem Recht ausulegen wäre.

Die angeführten Nachrüstungsmaßnahmen zum Druckraumsystem müssten einer vertieften Überprüfung hinsichtlich ihrer Umsetzung, Vollständigkeit und Wirksamkeit unterzogen werden.

Doch selbst wenn die durchgeführten Maßnahmen die Auslegungsdefizite gegenüber Einwirkungen von innen kompensieren, verbleiben doch weiterhin die Defizite gegenüber Einwirkungen von außen.

4.3.3 Sicherer Einschluss der Radioaktivität

Das zur Kühlung der Notkühlsysteme TH, TQ und TK im Störfall, zur Kühlung des Reaktors bei geöffnetem Reaktordruckbehälter und zur Kühlung des Brennelementbeckens verwendete Nebenkühlwasser trägt bei einem Leck in den Wärmetauschern direkt Radioaktivität in die Umgebung. Ein Zwischenkühlsystem wie in deutschen Anlagen fehlt hier.

4.3.4 Störfallfestigkeit Elektro-, Mess- und Leittechnik

Es ergaben sich keine Hinweise zur Störfallfestigkeit der Auslegung der Elektro-, Mess- und Leittechnik, insbesondere im Druckraumsystem. Die elektromagnetische Verträglichkeit gegenüber Blitzeinträgen wurde nicht thematisiert.

5 Zusammenfassung

Die niederösterreichische und die oberösterreichische Umweltschutzbehörde haben das Öko-Institut am 21.03.2012 aufgefordert, die im Rahmen des Berichts behandelten kerntechnischen Anlagen in Dukovany auf Basis der im Rahmen der Stresstests vorgelegten Unterlagen hinsichtlich gegebenenfalls vorhandener sicherheitstechnischer Abweichungen zum Stand von Wissenschaft und Technik zu prüfen.

Beide englischsprachigen Berichte wurden zwar offenbar weitgehend vom gleichen tschechischen Grundbericht übersetzt, jedoch von voneinander unabhängigen Übersetzern erstellt, so dass beide Versionen zu unterschiedlichen Übersetzungen mit nicht immer identischen Sachverhalten führten. Erschwerend waren insbesondere die fast durchgängig unterschiedlichen Systemabkürzungen für dieselben Anlagenkomponenten. Weiterhin fanden sich nicht zu allen Sachverhalten die für eine Bewertung erforderlichen Informationen. Insbesondere der genaue Umfang bzw. die Ausführung von Nachrüstmaßnahmen des Betreibers bleiben teilweise unklar. Die Angaben zu den Notfallmaßnahmen ließen teilweise keine Rückschlüsse auf ihren Umsetzungsgrad in der Anlage zu.

Die hiermit vorgelegte Auswertung der europäischen Stresstestberichte zu den kerntechnischen Anlagen in Dukovany, Tschechische Republik, durch den Betreiber ČEZ /ČEZ 2011/ sowie die staatliche Organisation für nukleare Sicherheit SÚJB in der Tschechischen Republik /SÚJB 2011a/ ergab Hinweise auf die folgenden sicherheitstechnisch relevanten Schwachstellen in der Vierblockanlage von Dukovany:

Erdbeben

Die Anlagen in Dukovany sind bisher nicht vollständig gegen das am Standort gemäß IAEA-Anforderungen mindestens zu unterstellende Erdbeben mit einer horizontalen Beschleunigung von 0,1 g ausgelegt. Eine Sicherheitsmarge bzw. Robustheit der Anlage gegenüber dem gemäß IAEA mindestens anzusetzenden Auslegungserdbeben kann damit nicht unterstellt werden.

Nach Abschluss aller geplanten Nachrüstungen in Dukovany soll die Anlage gegen ein Bemessungserdbeben der Magnitude 7° MSK-64 mit einer horizontalen Beschleunigung von $> 0.1^{\circ}g$ ausgelegt sein. Die Sicherheit der Anlage ist in diesem Fall für ein Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ nachgewiesen. Dies entspricht nicht dem in Deutschland angesetzten Basislevel von $10^{-5}/a$, der von allen im Jahr 2011 in Deutschland betriebenen Anlagen einzuhalten war.

Die zur Beherrschung des Auslegungserdbebens notwendigen Borierelemente TB und TK sind nicht als erdbebensicher qualifiziert. Die Beherrschung des Auslegungserdbebens mittels Notfallmaßnahmen muss als eingeschränkt bewertet werden, da die Verfügbarkeit der notwendigen Ausrüstung der Feuerwehr, notwendiger

Schutzräume bzw. die Beurteilung der radiologischen Situation eingeschränkt sein können. Insbesondere, wenn die Ausrüstung der Feuerwehr nach Erdbeben nicht zugänglich ist, können durch Erdbebenfolgebrände weitere Sicherheitseinrichtungen gefährdet sein.

Überflutung

Es wird als plausibel bewertet, dass die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude auf dem Gelände in Dukovany aufgrund seiner topologischen Voraussetzungen gegenüber Hochwasser ausreichend geschützt sind.

Die deshalb erfolgende Betrachtung eines Starkregenereignisses hat nichts mit dem eigentlichen Bemessungshochwasser zu tun, sondern entspricht einer Einwirkung auf die Anlage, die eher dem Bereich „Extremwetter“ zuzuordnen und hier auch – ggfs. überlagert mit Hochwasser oder mit einem kombinierten Auftreten von Erdbeben zu betrachten ist. Für den Fall eines zu unterstellenden Starkregenereignisses ist nach bisher nicht abgeschlossenen Untersuchungen eine Überflutung einer der beiden zentralen Nebenkühlwasserpumpenstationen nicht auszuschließen, was zu einem Ausfall des Nebenkühlwassersystems führen könnte.

Die Analysen zu einem unterstellten Ereignis mit Überflutung des Anlagengeländes sind somit nicht vollständig und unabhängig davon noch nicht abgeschlossen, weshalb an dieser Stelle keine Aussage zur Gefährdungssituation durch Überflutung vorgenommen werden kann.

Sollte eine Überflutung durch Starkregenereignisse nicht sicher ausgeschlossen werden können, ist jedoch festzustellen, dass erforderliche Notfallmaßnahmen durch die mögliche Überflutung von Hilfsgebäuden, Einschränkungen in der Zugänglichkeit des Anlagengeländes, mangelnde Einsatzbereitschaft des Feuerwehrequipments, fehlenden Nachschub des Personals sowie den möglichen Ausfall der radiologischen Messeinrichtungen, der Notfallschutzräume, der Arbeitsplätze des Krisenstabs und der technischen Hilfsgebäude erschwert werden können, da sie nicht gegen Überflutung durch Starkregen ausgelegt sind.

Extremwetterereignisse

Die Anlagen in Dukovany weisen hinsichtlich der zu berücksichtigenden Szenarien für Extremwetterereignisse Defizite auf. Extreme Gewitterereignisse und ihre Überlagerung mit Orkanböen und Gewitter wurden im Rahmen des Stresstests nicht betrachtet. Die Möglichkeit von Erdbeben wurde nicht untersucht und Angaben zu einer vorgenommenen Stabilisierung des Baugrundes vor Baubeginn der Anlagen in Dukovany sind vor dem Hintergrund möglicher Erdbeben als nicht ausreichend zu bewerten.

Die Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude, insbesondere der Reaktorgebäude, der Turbinengebäude und der zentralen Nebenkühlwasserpumpstationen gegenüber Extremwetterereignissen wie Orkan und extremem Schneefall ist unzureichend. Abschließende Untersuchungen des Betreibers hierzu liegen noch nicht vor.

Umfassende Szenarien zu Extremwetterereignissen einschließlich der Analysen zu den Hilfsgebäuden mit technischer Ausrüstung für Notfallmaßnahmen (Feuerwehrausrüstung, etc.) und die Berücksichtigung einer gegebenenfalls mehrere Tage andauernden Unzugänglichkeit des Anlagengeländes wurden im Rahmen des Stresstests noch nicht durchgeführt.

Bei naturbedingten Ereignissen wie Orkan oder extremem Schneefall ist die Einhaltung des Schutzziels Nachwärmeabfuhr gefährdet, da alle Bereiche der Nebenkühlwasserversorgung von Ausfällen betroffen sein können. Ein Verlust der externen Stromversorgung und damit ein Notstromfall in allen vier Anlagen aufgrund des Ausfalls der externen Stromversorgung kann nicht ausgeschlossen werden. Aufgrund einer Überhitzung der Notstromdiesel besteht ein erhöhtes Risiko, dass ein auslegungsüberschreitender Störfall mit Station-Blackout eintritt.

Elektrische Energieversorgung

Der Anschluss aller vier Blöcke erfolgt jeweils über die gleichen 400 kV- und 110 kV-Netze. Bei Einwirkungen von außen, wie Erdbeben oder Extremwetter, kann das externe Netz einschließlich der Reservenetze komplett ausfallen, was zu einem Verlust der externen Stromversorgung aller vier Blöcke gleichzeitig führt.

Die Einspeisungsmöglichkeiten über verschiedene Reservenetze, die Blockstützung und die beiden Pumpspeicherkraftwerke greifen ebenfalls auf die gleichen Netzabschnitte des 400 kV und des 110 kV-Netzes zurück und sind damit gleichfalls nicht gegen Einwirkungen von außen ausgelegt. Ein unabhängiger dritter Netzanschluss, der zum Beispiel erdverlegt besonders gegen Einwirkungen von außen geschützt ist, ist nicht vorhanden.

Ereignisse, bei denen alle vier Blöcke durch Notstromfall betroffen sind, führen zum Ausfall der nicht notstromgesicherten Jihlava-Frischwasserzufuhr, der Frischwasseraufbereitung und der Kühlturmfunktion. Das für verschiedene Systemfunktionen notwendige Nebenkühlwassersystem verliert dadurch seine ultimative Wärmesenke und kann nur noch in einem geschlossenen Kreislauf ohne Wärmeabgabe an die Umgebung gefahren werden. Die hierdurch verursachte Erwärmung des Nebenkühlwassersystems führt u.a. zur Überhitzung und zum stufenweisen Ausfall der Notstromdiesel.

Ein diversitäres Dieselsystem, das u.a. auch über eine vom Nebenkühlwassersystem unabhängige Kühlung verfügt wie das deutsche Notspeisenotstromsystem, ist in Dukovany nicht vorhanden.

Das Vorratsgebäude der Notstromdiesel ist nicht gegen Einwirkungen von außen, wie zum Beispiel Erdbeben, geschützt. Bei einem Verlust der Dieselvorräte stehen die Notstromdiesel nur eingeschränkt zur Verfügung.

Ausfall der Wärmeabfuhr

Die Frischwasserzufuhr aus dem Jihlava und die Frischwasseraufbereitung (raw water make up system) sind nicht als notstromversorgte Sicherheitseinrichtungen konzipiert und nicht gegen Einwirkungen von außen geschützt. Ein Ausfall der Frischwasserzufuhr und der Kühlmittelaufbereitung betrifft alle vier Reaktoren gleichzeitig. Dies ist als sicherheitstechnisch relevante Schwachstelle zu bewerten.

Das Nebenkühlwassersystem stellt für jeweils zwei Reaktoren gleichzeitig die Kühlung des Reaktors, die Brennelementbeckenkühlung, die Kühlung der Notstromdiesel sowie die Kühlung der Mess- und Regeltechnik sicher. Es weist jeweils für zwei Reaktoren hinsichtlich der Ansaugung der Nebenkühlwasserpumpen, der Nebenkühlwasserpumpen und der Rohrleitungen der drei Teilsysteme eine hohe Vermaschung auf. Die Kühlturmfunktionen sind nicht als Sicherheitseinrichtung konzipiert und nicht notstromversorgt. Die Nebenkühlwasser-Pumpstationen sind nicht ausreichend gegen Einwirkungen von außen geschützt. Dies ist als sicherheitsrelevante Schwachstelle zu bewerten.

Die Abhängigkeit der Kühlung der Notstromdiesel vom im Notstromfall nur sehr eingeschränkt verfügbaren Nebenkühlwassersystem und die Abhängigkeit des Nebenkühlwassersystems im Notstromfall von Notstromdieseln erhöht angesichts der Tatsache, dass die Funktionsfähigkeit des Nebenkühlwassersystems nicht vollständig notstromgesichert ist, das Potenzial für einen Station-Blackout. Die Randbedingungen und die Zeitdauer für den Anstieg der Nebenkühlwassertemperatur im Notstromfall finden sich weder im Betreiberbericht, noch in Länderbericht und sollten genauer spezifiziert werden.

Das auch betrieblich genutzte Notspeisesystem HNČ wurde nicht als sicherheitstechnische Einrichtung konzipiert, ist nicht räumlich getrennt und nicht erdbebensicher. Das Hauptnotspeisesystem SHNČ ist nicht ausreichend redundant (Sammler mit drei Deionattanks, 4 x 100 %-Pumpen systemübergreifend für zwei Blöcke). Beide Notspeisesysteme hängen im Notstromfall mit ihrer Stromversorgung indirekt vom Nebenkühlwassersystem ab.

Insgesamt besteht ein hohes Potenzial für Ausfälle der Nebenkühlwasserversorgung einschließlich der Frischwasserzufuhr und -aufbereitung durch Einwirkungen von außen.

Das den Reaktor umgebende „Druckraumsystem“ muss zur Brennelementbeladung des Reaktors geöffnet werden, so dass bei einem Verlust der Wärmeabfuhr auftretende Brennelementschäden eine direkte Freisetzung von Radioaktivität ins Reaktorgebäude bzw. die Umgebung verursachen können. Ein Austritt von Radioaktivität bzw. die Folgen einer Wasserstoffexplosion hätten Auswirkungen auf zwei Reaktoren gleichzeitig.

SAMG

Für die bei einem Kernschmelzunfall anfallende Wasserstoffmenge reichen die existierenden Rekombinatoren nicht aus. Ein gefiltertes Druckraumentlastungssystem (Venting) ist nicht vorhanden. Die aktiven Systeme zur Druckabsenkung wie Druckraumsprühung, Ventilatoren, etc. sind bei zu unterstellendem Station-Blackout nicht mehr aktiv.

Weiterhin festgestellte Abweichungen des Standes von Wissenschaft und Technik

Es ist nicht auszuschließen, dass die Anlagen in Dukovany über kein qualitativ hochwertiges Zusatzboriersystem verfügen, das die Abschaltung des Reaktors bei Ausfall der RESA bzw. die langfristige Unterkritikalität des Reaktors gewährleisten kann.

Die Robustheit der Kernkraftwerke in Dukovany gegenüber seltenen Einwirkungen von außen, wie z. B. Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle ist vergleichsweise gering. Das Druckraumsystem entspricht nicht dem in allen deutschen Reaktoren realisierten Niveau. Aufgrund der fehlenden zusätzlichen Stahlhülle, des in der Revision geöffneten Druckraums/Reaktordruckbehälters und des außerhalb des Druckraumsystems befindlichen Brennelementbeckens ist die letzte Barriere gegenüber Freisetzungen bei schweren Unfällen als weniger robust einzustufen. Die angeführten Nachrüstungsmaßnahmen zum Druckraumsystem müssten einer vertieften Überprüfung hinsichtlich ihrer Umsetzung, Vollständigkeit und Wirksamkeit unterzogen werden. Das Druckraumsystem ist als wesentliche Schwachstelle zu bewerten.

Literaturverzeichnis

- ČEZ 2011 Bericht des Betreibers ČEZ zum Stresstest der kerntechnischen Anlagen in Dukovany, 2011
- CR 2012 Czech Republic: "Extraordinary National Report under the Convention on Nuclear Safety", Wien 2012
- EREC 2012 Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2012, Article ID 275693, doi:10.1155/2012/275693, Research Article Experimental Studies for the VVER-440/213 Bubble Condenser System for Kola NPP at the Integral Test Facility BC V-213, Vladimir N. Blinkov, Oleg I. Melikhov, Vladimir I. Melikhov, Mikhail V. Davydov, alle Thermo-Hydraulics Division, Electrogorsk Research and Engineering Center for Safety of Nuclear Power Plants; Holger Wolff und Siegfried Arndt, Gesellschaft für Reaktorsicherheit,
- GRS 1992 Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Sicherheitsbewertung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5, 1992
- SÚJB 2011a SÚJB, "National Report on „Stress Tests“ NPP Dukovany and NPP Temelín Czech Republic Evaluation of Safety and Safety Margins in the light of the accident of the NPP Fukushima State Office for Nuclear Safety Czech Republic"; December 2011
- SÚJB 2011b Zátěžové testy JE-ČEZ, a. s., Ocenění bezpečnosti a bezpečnostních rezerv JE Dukovany (z pohledu skutečností havárie na JE Fukushima), Evidenční číslo ČEZ_EDU_001r00, Dezember 2011
- IAEA 1999 International Atomic Energy Agency; Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants; a publication of the extrabudgetary Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants, February 1999
- VER 2002 VERSAFE "Concerted Utility Review of VVER-440 Safety Research Needs, H. Tuomisto, P. Lundström, R. Korhonen, J. Elter, M. Hladky, J. Tomek, L. Fagula; Fortum Nuclear Services Ltd, Vantaa, Finland, Paks NPP, Paks, Hungary, 3 Czech Energy Company, Dukovany, Czech Republic, Slovenske Elektrarne, Bratislava, Slovakia