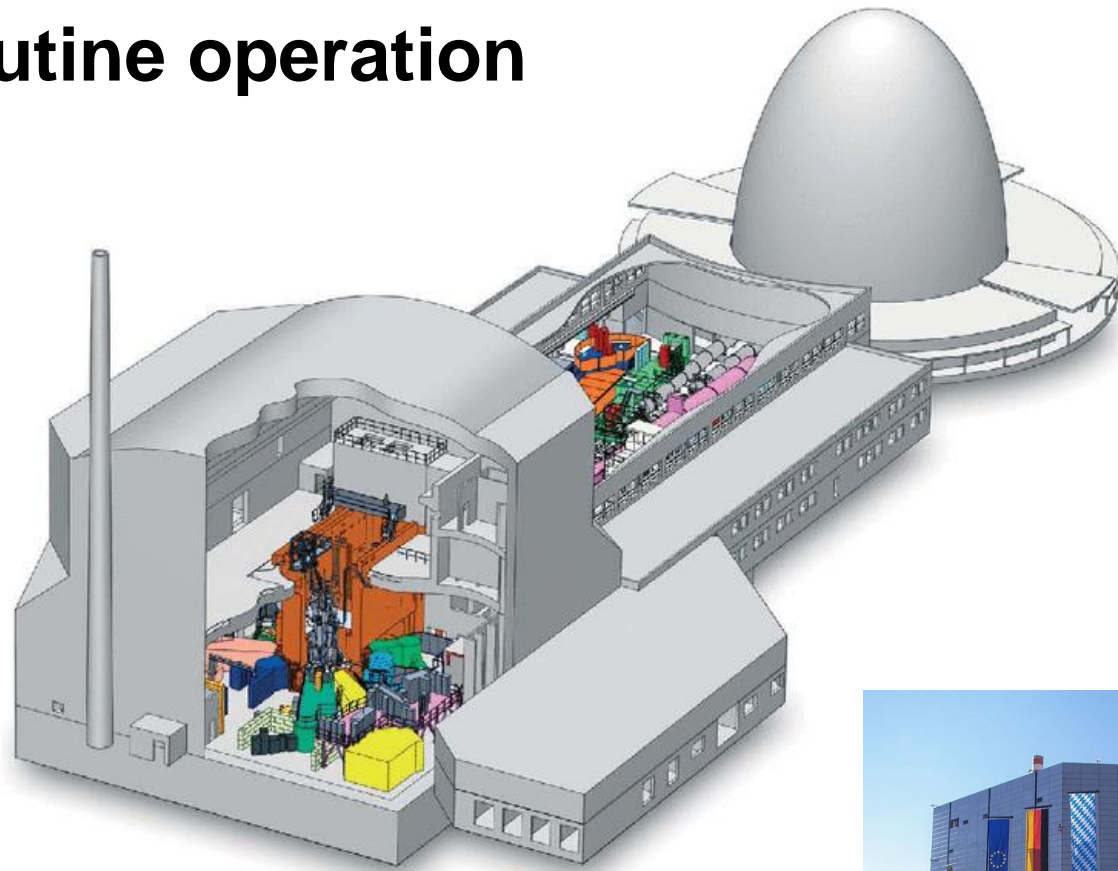


First Periodic Safety Review of the FRM II after 10 years of routine operation



The reactor block of the FRM II

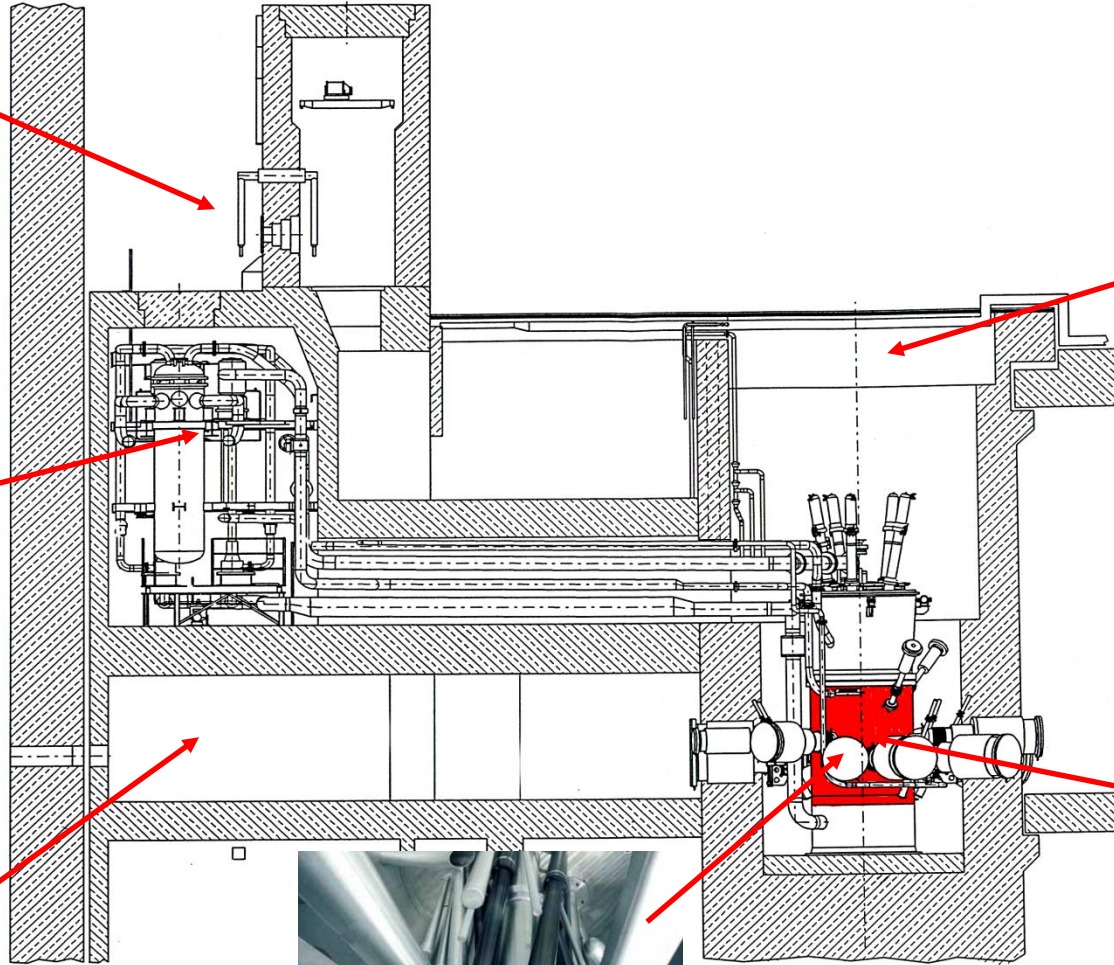
Hot cell



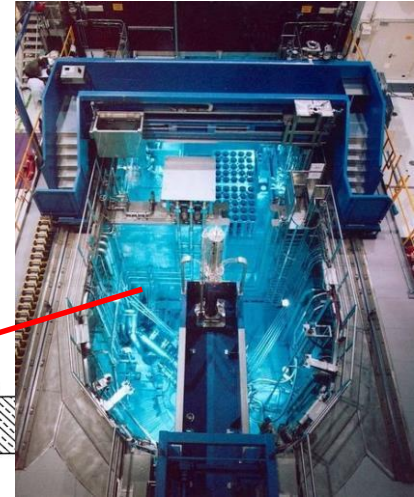
Primary cell



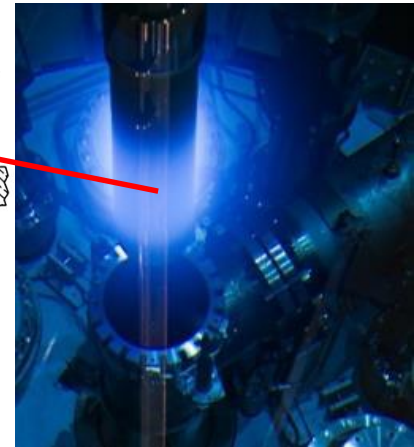
Neutron guides



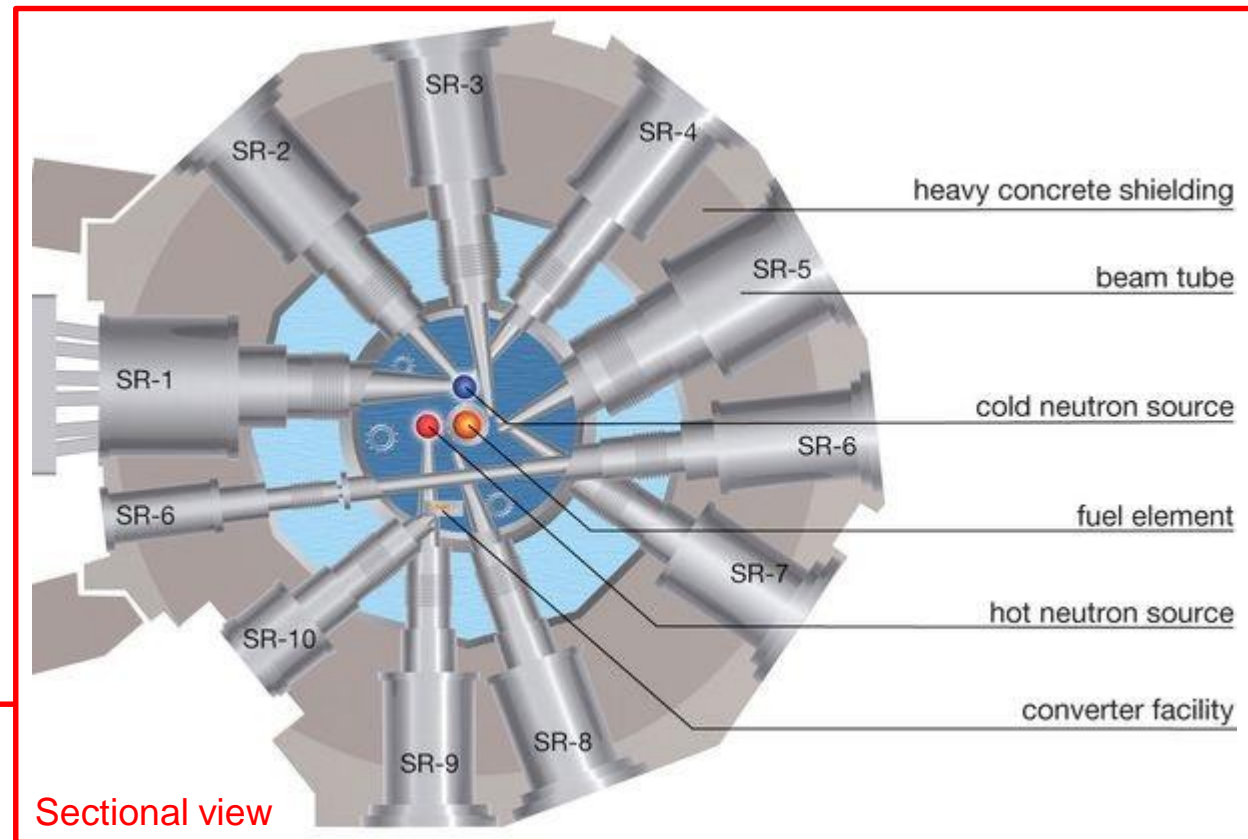
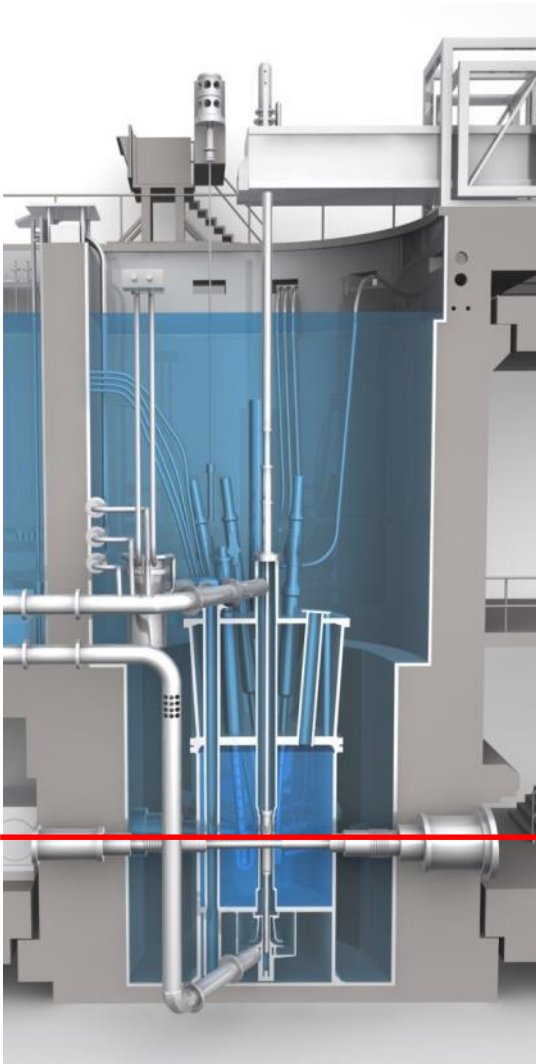
Reactor pool



Fuel element



The reactor core section



Sectional view

Some key parameters of the FRM II

Reactor type	„Tank in pool reactor“
Thermal power	20 MW
Fuel elements in core	1 (53 kg, 8.1 kg Uranium)
Operation cycle	60 days @ 20 MW (1200 MWd)
Coolant temperature, flow	35°C - 52°C, 300 kg/s
Coolant pressure	no high pressure, open pool
Moderator	Heavy water (D ₂ O)
Max. undisturbed th. neutron flux	$8 \cdot 10^{14} \text{ n}/(\text{s} \cdot \text{cm}^2)$
Water volume in pool	700 m ³

PSR in German Nuclear Energy Act („Atomgesetz“)

§ 19a Überprüfung, Bewertung und kontinuierliche Verbesserung kerntechnischer Anlagen

Fassung: 2010-12-08

(3) Wer eine sonstige kerntechnische Anlage nach § 2 Absatz 3a Nummer 1 betreibt, hat alle zehn Jahre eine Überprüfung und Bewertung der nuklearen Sicherheit der jeweiligen Anlage durchzuführen und die nukleare Sicherheit der Anlage kontinuierlich zu verbessern. Die Ergebnisse der Überprüfung und Bewertung sind der Aufsichtsbehörde vorzulegen.



Assessment of the nuclear safety every 10 years also for nuclear facilities besides NPPs

Operations License* of the FRM II

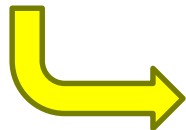
- 1.6 Im Abstand von etwa 10 Jahren, erstmals zehn Jahre nach Aufnahme des Routinebetriebs, ist eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (Sicherheitsstatusanalyse, Probabilistische Sicherheitsanalyse, Sicherungsanalyse) in sinngemäßer Anwendung der entsprechenden Bund/Länder-Behördenleitfäden in der jeweils gültigen Fassung durchzuführen. Deren Ergebnisse sind dem StMLU und dem Sachverständigen gem. § 20 AtG vorzulegen.

02/03/2004

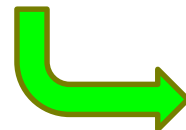
First criticality of FRM II

29/04/2005

Start of 2nd reactor cycle and routine operation



Deadline for submitting the PSR 01/05/2015



Guidelines for NPPs have to used

* granted 02/05/2003

Guidelines of the federal ministry („Leitfäden“)

RS-Handbuch

Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland
vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung
2. Ziele und Grundsätze der Periodischen Sicherheitsüberprüfung
3. Rechtliche Einordnung der PSÜ und Umsetzung der Ergebnisse
4. Umfang und Teilbereiche der PSÜ
 - 4.1 Aktuelle Anlagenbeschreibung
 - 4.2 Deterministische Sicherheitsstatusanalyse
 - 4.3 Probabilistische Sicherheitsanalyse
 - 4.4 Anlagensicherung
 - 4.5 Vertiefende Untersuchungen zu Einzelaspekten
5. Ergebnisse der PSÜ
 - 5.1 Abschließende Einschätzung und Dokumentation durch den Genehmigungsinhaber
 - 5.2 Beurteilung der Ergebnisse der PSÜ durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde

Abbildung 1: Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

Abbildung 2: Überblick zur Systematik der PSÜ

Anhang A: Begriffserläuterungen für verwendete Begriffe im Rahmen der PSÜ

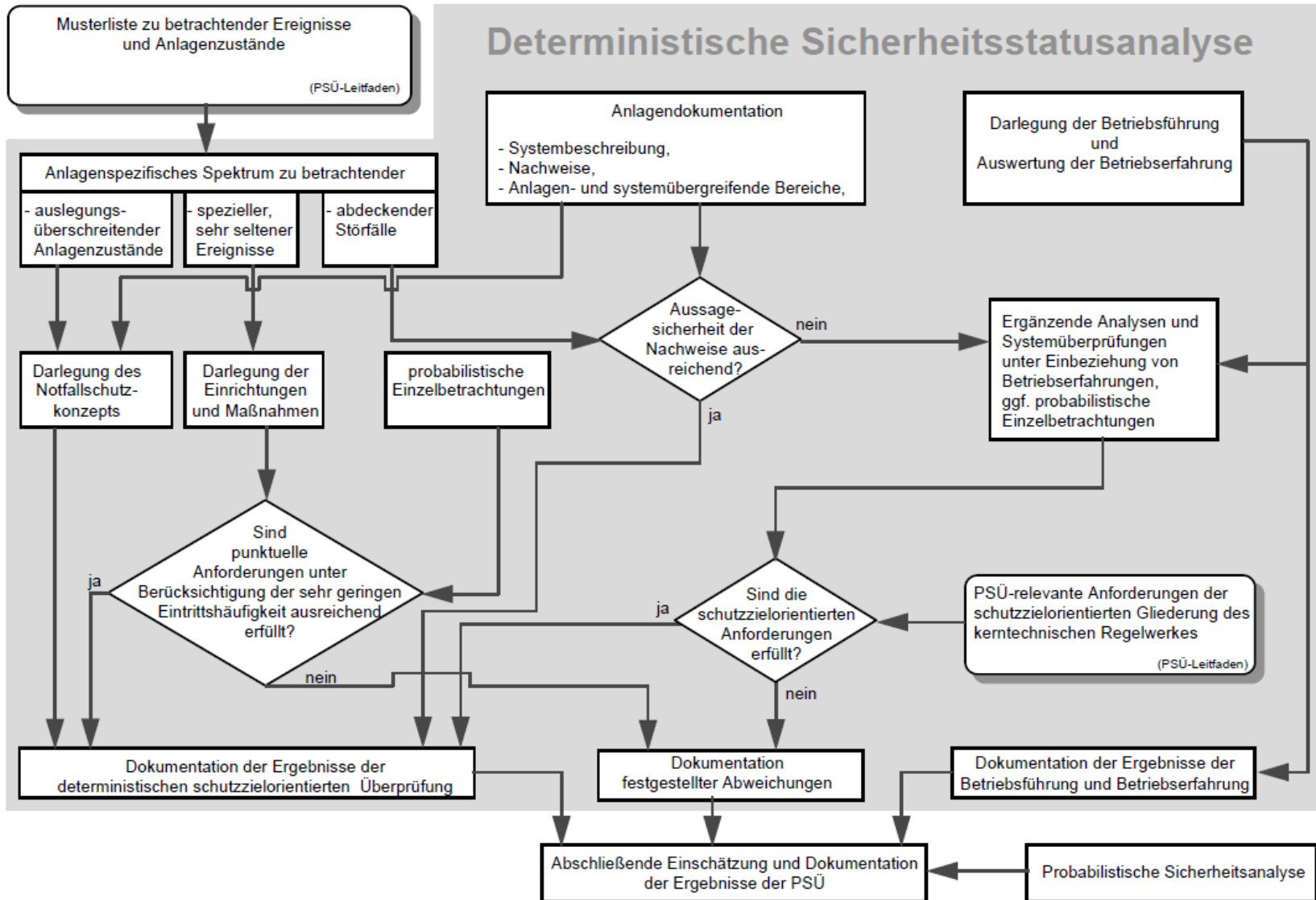
Anhang B: Gliederung der aktuellen Anlagenbeschreibung

Guidelines of the federal ministry („Leitfäden“)

PERIODISCHE SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG FÜR KERNKRAFTWERKE (PSÜ)

TEILBEREICHE Area	Sicherheitsstatusanalyse	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)	Sicherung	
VORGABEN Guidelines	Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse	Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse	Leitfaden Deterministische Sicherheitsanalyse	
Abstimmung der Vorgehensweise zur PSÜ zwischen Genehmigungsinhaber und Aufsichtsbehörde				
VORGEHEN DES GENEHMIGUNGS-INHABERS Operator	Aktuelle Anlagenbeschreibung			Bericht: Deterministische Sicherungsanalyse
	Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen der Anlage nach den Anforderungen und Vorgaben des Schutzzielkonzepts	Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung	Überprüfung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes und Ermittlung der Summenhäufigkeit nicht beherrschter Anlagenzustände mittels probabilistischer Methoden	
	Bericht: Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung	Bericht: Betriebsführung und Betriebserfahrung	Bericht: PSA	
	Bericht: Abschließende Einschätzung des Sicherheitsstatus unter Einbeziehung der Einzelergebnisse der Teilbereiche der PSÜ			
VORGEHEN DER AUFSICHTS-BEHÖRDE Regulator	Schutzzielorientierte Beurteilung ggf. unter Zuziehung von Sachverständigen	Beurteilung ggf. unter Zuziehung von Sachverständigen	Beurteilung ggf. unter Zuziehung von Sachverständigen	
	Gesamtbewertung durch die Aufsichtsbehörde, behördliche Maßnahmen und Veranlassungen			

Guidelines of the federal ministry („Leitfäden“)



Structure of the PSR

- **Volume I:** Introduction and summary
- **Volume II:** Description of the facility and its systems
- **Volume III:** Deterministic safety status analysis
 - Report on the review of safety functions (DBA)
 - Report on rare events (BDBA) and emergency measures
 - Report on operational experience
- **Volume IV:** Probabilistic safety analysis
- **Volume V:** Deterministic security analysis

Volume I - Introduction and summary

II. Inhaltsverzeichnis

1.	Grundlagen	4
2.	Aufbau der PSÜ	7
2.1	Band I – Überblick und Zusammenfassung	7
2.2	Band II - Anlagenbeschreibung	7
2.3	Band III – Deterministische Sicherheitsstatusanalyse	7
2.4	Band IV – Probabilistische Sicherheitsanalyse	7
2.5	Band V – Deterministische Sicherungsanalyse	8
3.	Zusammenfassende Bewertung der Ergebnisse	9
4.	Literaturverzeichnis	13

Volume II – Description of the facility

II. Inhaltsverzeichnis			
0.	Gesamtüberblick		
1.	Bauanlagen		
1.1	Überblick		
1.2	Sicherheitstechnisch bedeutsame Bauwerke		
1.2.1	Reaktorgebäude UJA	2.5.5	Auskleidung JAA und Einbauten FAB im Reaktor- und Absetzbecken UJA02 24/UJA03 23
1.2.2	Kellerbereich unter der Neutronenleiterhalle	2.5.6	Heiße Zelle UJA04 30/28
1.2.3	Zugangsgebäude UBA	2.5.7	Einrichtungen zur Handhabung Regelstäben FCB/FCJ, FAA/FAB
1.2.4	Fortluftkamin UKA	2.5.8	Hebezeuge SMA10, SMA21, SMA54 und Aufzugsanlage SNA
1.2.5	Notwarte UCX	2.5.8.1	Kran in der Reaktorhalle SMA10
1.2.6	Versorgungskanal UBZ	2.5.8.2	Kran in der Experimentierhalle S
1.2.7	Verbindungskanal URZ	2.5.8.3	Kran für Mischbettfilter D ₂ O SM
1.3	Sonstige Bauwerke im genehmigten Anlagenurteil UTG, UYE, UYG, UYH, UYM, UZT	2.5.8.4	Kran im Bereitstellungsraum II f
2.	Systeme und Anlagen	2.5.8.5	Kran im Bereitstellungsraum I f
2.1	Überblick	2.5.8.6	Kran im Lager für neue Brennele
2.2	Sicherheitseinschluss	2.5.8.7	Kran im Messraum für neue Bre
2.3	Reaktor	2.5.8.8	Kran in der Heißen Zelle SMA54
2.3.1	Brennelement JKA	2.5.8.9	Lastenaufzug im Reaktorgebäude
2.3.2	Zentralkanaleinheit JEC10	2.5.9	Einrichtungen zur Beprobung vo
2.3.3	Regelstabeinheit JDA01	2.5.10	Dekontaminationseinrichtungen
2.3.5	Moderatortank JFD10 BB001	2.5.11	Systeme zur Lagerung und Beh
2.3.6	Anfahrquelle JKB	2.5.11.1	H ₂ O-Abwassersysteme KPK11
2.4	Kühlsysteme der Reaktoranlage	2.5.11.2	D ₂ O-Abwassersysteme KPK21
2.4.1	Primär-Kühlsystem JEA00	2.5.12	Weitere Kühlsysteme KAB10, FA
2.4.2	Notkühlsystem JNB00	2.5.13	Beleuchtungsanlagen BJ
2.4.3	Becken-Kühlsystem FAK10	2.6	Lüftungstechnische Anlagen KL
2.4.4	Moderator-Kühlsystem (D ₂ O) JFA10	2.6.1	Lufttechnische Anlagen Kontroll des Systems der Luftaktivitätsü
2.4.5	Sekundär-Kühlsystem JGA00	2.6.2	Lufttechnische Anlagen außerhalb
2.4.6	Tertiär-Kühlsystem PAB00 und Dosiereinricht	2.6.3	Sonstige lufttechnische Anlagen
2.5	Reaktorhilfs- und Nebenanlagen	2.7	Experimentelle Einrichtungen
2.5.1	Hilfsanlagen des Primär-Kühlsystems KBE10/	2.7.1	Strahlrohreinheiten JBA, Abschi
2.5.2	Warmschichtsystem KBE30	2.7.2	Kalte Quelle JBB
2.5.3	Hilfsanlagen des Moderatorerkühlkreislaufs KB sowie KRQ00	2.7.3	Heiße Neutronenquelle JBC10
2.5.4	Helium-Flutsystem für Strahlrohre KWB	2.7.4	Strahlrohrkonverteranlage JBD
		2.7.5	Bestrahlungsanlagen JBE10, JBE
		2.7.5.1	Gamma-Bestrahlungsanlage in a
		2.7.5.2	Silizium-Dotierungsanlage (SDA
		2.7.5.3	Standard-Rohrpostanlagen JBE2
		2.7.5.4	Transportrohrpostanlage JBE25
		2.7.5.5	Fingerhutrohr JBE46 für die zukünftige Bestrahlungsanlage JBE41
		2.7.5.6	Kapselbestrahlungsanlage JBE60
		2.7.5.7	Bestrahlungseinrichtung für großvolumige Proben JBE70
		2.8	Konventionelle Hilfs- und Nebenanlagen
		2.8.1	Versorgung mit technischen Gasen QJF00, QJG, QJH00, QJJ10 und QJK10
		2.8.2	Vollentsalzungsanlage GCF00 und Deionat-Verteilungssystem GH00
		2.8.3	Trinkwasserversorgung GK
		2.8.4	Heizungsanlagen SB
		2.8.5	Kältemediumsysteme QK
		2.8.6	Druckluftsysteme SCA10, SCA20, SCA25 und SCM
		2.8.7	Vakuumsysteme SCC01, SCC03, SCC04 und SCC02
		2.8.8	Sammel- und Ableitsysteme für Abwässer GM, GQ und GU
		2.9	Elektrische Energieversorgung
		2.9.1	Übersicht zur elektrischen Energieversorgung
		2.9.2	Netzanschluss AJ, BBA und Normalstromanlagen BFA, BFB, BH, BLA, BLB, BLD, BUA
		2.9.3	400 V-Notstromverteilungen BMA, BMB, BMC, BMD sowie 400 V-Notversorgung BMT und Dieselnotstromaggregate XJA/XKA10 und XJA/XKA20
		2.9.4	220 V-unterbrechungslose Gleichstromanlagen BTP10/BTD10/BVA, BTP20/BTD20/BVB, BTP30/BTD30/BVC
		2.9.5	24 V-unterbrechungslose Gleichstromanlagen BTR11/BTF11/BVA, BTR21/BTF21/BVP, BTR31-32/BTF31/BVC
		2.9.6	230 V-unterbrechungslose Wechselstromanlagen BRU22/BRC, JDB00 GU001/002
		2.9.7	Notstromanlage der Notwarte BNA, BTU,
		2.9.8	Wechselrichter JNB00 GR001/002/003 für
		2.10	Betriebliche Leittechnik
		2.10.1	Warten und Leitstände
		2.10.2	Einrichtungen zum Messen, Steuern, Reg
		2.10.3	Gefahrenmeldeanlage
		2.10.4	Kommunikationsanlagen CYC, CYD, CZGD
		2.11	Sicherheitsleittechnik
		2.11.1	Reaktorschutzsystem JR
		2.11.2	Neutronenflussdichtemessung JKT
		2.11.3	Störfallinstrumentierung
		2.11.4	Kernreaktor-Fernüberwachungssystem CF
		2.12	Blitzschutz und Erdung BAW
		2.13	Brandschutz
		2.13.1	Bautechnische Brandschutzmaßnahmen
		2.13.2	Anlagentechnische Brandschutzmaßnahmen
		2.13.2.1	Brandmeldeanlage CYE
		2.13.2.2	Feuerlöschsysteme SG
		2.13.2.3	Lüftungstechnische Anlagen mit Brandschutzfunktion
		2.13.3	Betriebliche Brandschutzmaßnahmen
		2.14	Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung
		2.14.1	Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung im bestimmungsgemäßen Betrieb
		2.14.1.1	Emissionsüberwachung
		2.14.1.2	Systemüberwachung
		2.14.1.3	Raumüberwachung
		2.14.1.4	Sonstige Messeinrichtungen des Strahlenschutzes
		2.14.2	Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung für Stör- und Unfälle
		3.	Literatur- und Anlagenverzeichnis

Volume III – Safety status analysis (DBA)

INHALTSVERZEICHNIS	
0.	REFERENZEN 2.2.8. Fehlstellung von Rückschlagarmaturen im Primärkühlkreislauf..... 40
1.	EINLEITUNG 2.2.9. Fehlstellung von Rückschlagarmaturen in experimentellen Anlagen..... 40
2.	STÖRFALLSPEKTRUM DER ANLAGE..... 2.2.10. Störungen in experimentellen Anlagen..... 40
2.1.	Reaktivitätsstörfälle..... 2.2.11. Ausfall der Konverterplatte..... 40
2.1.1.	Anfahrstörfall durch Regelstabsfehlfahren..... 2.2.12. Ungleichgewicht von Durchfluss und Leistung..... 40
2.1.2.	Anfahrstörfall durch Abschaltstabsfehlfahren..... 2.2.13. Ausfall eines Notkühlsystems..... 40
2.1.3.	Leistungsstörfall durch Regelstabsfehlfahren..... 2.2.14. Reduktion der BE-Kühlung..... 40
2.1.4.	Leistungsstörfall durch Abschaltstabsfehlfahren..... 2.2.15. Kühlmitteldurchsatzreduktion im BE-Kanal..... 40
2.1.5.	Überlast (langsame Leistungssteigerung)..... 2.3. Kühlmittelverluststörfälle..... 40
2.1.6.	Fehleinfall des Regelstabs..... 2.3.1. Ereignis „Leckage der Beckenwand“..... 40
2.1.7.	Fehleinfall eines Abschaltstabs..... 2.3.2. Ereignis „Trennrorleckage Beckenteil“..... 40
2.1.8.	Auswurf des Regelstabs..... 2.3.3. Leck im Primärkühlkreislauf..... 40
2.1.9.	Auswurf eines Abschaltstabs..... 2.3.4. Leckage im Reaktorbecken..... 40
2.1.10.	Schwerwasserleckage in den Zentralkanal..... 2.3.5. Leckage Reinigungskreislauf..... 40
2.1.11.	Leichtwasserleckage in den Moderatorkanal..... 2.3.6. Leckage im Moderatorsystem..... 40
2.1.12.	Reaktivitätsstörungen aus experimentellen Anlagen..... 2.3.7. Leckage an Strahlrohren..... 40
2.1.13.	Absturz eines Brennelements auf den Moderator..... 2.4. Mechanische Einwirkungen..... 40
2.1.14.	Fehler bei der Brennelementhandhabung..... 2.4.1. Absturz eines Brennelements..... 40
2.1.15.	Schnelle Temperaturtransienten in Leichtwasserreaktoren..... 2.4.2. Absturz des BE-Transporters..... 40
2.1.16.	Brennelement mit erhöhter Reaktivitätswerte..... 2.4.3. Absturz schwerer Lasten..... 40
2.1.17.	Regelstab mit verringerter Absorptionswert..... 2.4.4. Strahl- und Reaktionskräfte..... 40
2.1.18.	Abschaltstab mit verringerter Absorption..... 2.4.5. Beschädigung eines Brennelements..... 40
2.1.19.	Fehlsignale der Leittechnik..... 2.5. Störungen und Leckagen an Anlagen..... 40
2.1.20.	Falsches Steuerstabilität..... 2.5.1. Störungen und Leckagen an Anlagen..... 40
2.1.21.	Schäden an Regel- oder Abschaltstäben..... 2.6. Anlageninterne Ereignisse..... 40
2.1.22.	Versagen von Regel- oder Abschaltstäben..... 2.6.1. Überflutung..... 40
2.1.23.	Versagen sonstiger Komponenten zur Reaktivitätssteuerung (Moderator oder Reflektor)..... 2.6.2. Brand..... 40
2.1.24.	Versagen baulicher Komponenten..... 2.6.3. Explosion..... 40
2.1.25.	Wartungsfehler an reaktivitätsrelevanten Komponenten..... 2.6.4. Chemische Reaktion..... 40
2.1.26.	Kritikalität bei der BE-Lagerung..... 2.6.5. Ausfall von Hilfs- und Versorger..... 40
2.1.27.	Kritikalität bei der BE-Lagerung..... 2.6.6. Versagen von Systemen zur Reaktivitätssteuerung..... 40
2.2.	Störungen der Wärmeabfuhr ohne Kühlwasser..... 2.7. Einwirkungen von außen..... 40
2.2.1.	Ausfall einer Primärpumpe..... 2.7.1. Erdbeben..... 40
2.2.2.	Ausfall aller Primärpumpen..... 2.7.2. Hochwasser, Externe Überflutung..... 40
2.2.3.	Ausfall sekundäre Wärmesenke..... 2.7.3. Externer Brand..... 40
2.2.4.	Ausfall der Netzversorgung (Notstromfall)..... 2.7.4. Explosionsdruckwelle..... 40
2.2.5.	Kühlmitteldurchsatzreduktion durch Leckagen..... 2.7.5. Flugzeugabsturz..... 40
2.2.6.	Ausfall der Moderatorabfuhr..... 2.7.6. Blitzschlag..... 40
2.2.7.	Ausfall der Reaktorbeckenabfuhr..... 2.7.7. Extreme meteorologische Ereignisse..... 40
	2.7.8. Tornado..... 40
2.7.9.	Sandsturm..... 59
2.7.10.	Tropischer Zyklon..... 59
2.7.11.	Giftige Gase..... 59
2.7.12.	Unfälle auf Transportwegen..... 59
2.7.13.	Einwirkungen durch benachbarte Einrichtungen..... 59
2.7.14.	Biologische Beeinträchtigungen..... 59
2.7.15.	Überspannung aus der externen Netzanbindung..... 60
2.8.	Sonstige Ereignisse..... 60
2.8.1.	Schäden am Brennelement, Kernschmelze..... 60
2.8.2.	Überschreiten der Brennstoffauslegung..... 61
2.8.3.	Verlust ausreichender Abschirmung..... 61
2.8.4.	Überfüllung des Moderator tanks..... 61
2.8.5.	Fehlhandlung des Personals..... 62
2.9.	Zusammenfassung angeforderter Systemfunktionen..... 63
2.10.	Tabellarische Ereignisübersicht..... 64
3.	ANFORDERUNGEN AN DIE SICHERHEITSEINRICHTUNGEN ZUR STÖRFALLBEHERRSCHUNG..... 67
3.1.	Einleitung..... 67
3.2.	Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“..... 121
3.2.1.	Kontrollierter Ablauf von Reaktivitätsänderungen..... 125
3.2.2.	Abschaltbarkeit..... 130
3.2.3.	Kritikalitätssicherheit bei der Brennelementlagerung..... 134
3.3.	Schutzziel „Kühlung der Brennelemente und Bereitstellung des Kühlmittels“..... 139
3.3.1.	Bereitstellung des Kühlmittels..... 143
3.3.2.	Bereitstellung einer Wärmesenke..... 147
3.3.3.	Wärmetransport..... 151
3.4.	Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“..... 155
3.4.1.	Brennstoffintegrität..... 159
3.4.2.	Aktivitätsrückhaltung..... 163
4.	SICHERHEITSEINRICHTUNGEN UND SCHUTZSYSTEMÜBERPRÜFUNG..... 170
4.1.	Einleitung..... 175
4.2.	Relevante Systeme..... 176
4.3.	Bewertung der einzelnen Sicherheitseinrichtungen..... 176
4.3.1.	Regelstabeinheit JDA01..... 177
4.3.2.	Abschaltstabeinheiten JDE01-05..... 178
4.3.3.	Reaktorschutzsystem JR..... 181
4.3.4.	Notkühlsystem JNB00..... 181
4.3.5.	Primärkühlsystem JEA00..... 181
4.3.6.	Zentralkanaleinheit JEC10..... 181
5.	ZUSÄTZLICHE ANLAGEN- UND SYSTEMÜBERGREIFENDE BETRACHTUNGEN..... 175
5.1.	Einleitung..... 175
5.2.	Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude..... 176
5.2.1.	Reaktorgebäude UJA..... 176
5.2.2.	Zugangsgebäude UBA..... 177
5.3.	Störfallinstrumentierung..... 178
5.4.	Schutzzielübergreifende Funktionen „Energie- und Kühlwasserversorgung“..... 181
5.4.1.	Kühlwasserversorgung / Wärmesenke..... 181
5.4.2.	Energieversorgung..... 181
6.	FAZIT..... 182

Volume III - Safety status analysis (BDBA)

INHALTSVERZEICHNIS	
0.	REFERENZEN6
1.	EINLEITUNG8
2.	SPEZIELLE, SEHR SELTENE EREIGNISSE.....9
2.1.	Flugzeugabsturz9
2.2.	Äußere Explosionsdruckwelle.....10
2.3.	ATWS10
2.4.	Ergänzende Betrachtungen zu sonstigen Ereignissen.....11
3.	NOTFALLSCHUTZKONZEPT12
3.1.	Einleitung12
3.2.	Moderatorablass13
3.3.	Abschalten von Zu- und Abluft Kontrollbereich14
3.4.	Beckenwassernoteinspeisung / Kernnotentladung16
3.5.	Zuschalten der 400-V-Notversorgung.....18
3.6.	Auslegung der Notfallmaßnahmen gegen sehr seltene Ereignisse.....19
3.7.	Notfallübungen21
4.	FAZIT.....22

Volume III – Safety status analysis (operat. experience)

II. Inhaltsverzeichnis

1.	Einleitung	5
2.	Darlegung der Betriebsführung	7
2.1	Betriebsorganisation	7
2.1.2	Organisationsaufbau	7
2.1.3	Personalbestand	9
2.1.4	Aufgabenverteilung	10
2.1.5	Qualitätssicherungskonzept	24
2.2	Anlagenbetrieb	24
2.2.1	Betriebsdiagramme	25
2.2.2	Verfügbarkeit der Anlage	35
2.2.3	Außerplanmäßige Betriebsunterbrechungen	37
2.2.4	Reaktorschnellabschaltungen aus Leistungsbetrieb	44
2.2.5	Sicherheitstechnisch wichtige Vorkommnisse mit Einstufung INES 1	44
2.3	Fachkunde	44
2.3.1	Maßnahmen zum Fachkundeerhalt	45
2.3.2	Programme, Organisation und Ergebnisse der Schulungsmaßnahmen	46
2.3.3	Qualifizierung neuer Mitarbeiter	47
2.4	Instandhaltung	48
2.4.1	Beschreibung der Instandhaltungsstrategie	48
2.4.2	Instandhaltungsbedingte Nichtverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen	48
2.4.3	Wesentliche Ergebnisse von Instandhaltungsmaßnahmen	49
2.5	Strahlenschutz	49
2.5.1	Dosisleistungsniveau in der Anlage	49
2.5.2	Aktivitätskonzentrationen in Kreisläufen und Raumluft	50
2.5.3	Strahlenexposition des Personals	52
2.5.4	Dokumentation	62
2.5.5	Abgabe radioaktiver Stoffe über Abluft und Abwasser	62
2.5.6	Radioaktive Abfälle	86
2.6	Erfahrungsrückfluss	89
2.6.1	Auswertung von Erfahrungen aus anderen Anlagen	89
2.6.2	Liste der durchgeführten Maßnahmen	95
2.7	Notfallschutzplanung	96
2.7.1	Beschreibung der Strategie	96
2.7.2	Krisenstab	96
2.7.3	Alarmordnung und Notfallmaßnahmen	97

3.	Auswertung der sicherheitsrelevanten Betriebserfahrung	99
3.1	Ergebnisse aus wiederkehrenden Prüfungen	99
3.1.1	Druckproben des Primärkreises, des Moderator tanks und der Strahlrohre	100
3.1.2	Zerstörungsfreie Prüfungen des Primärkreises	100
3.1.3	Funktionsprüfungen wichtiger Sicherheitssysteme	101
3.2	Lastfälle und Lebensdauerbewertung	102
3.2.1	Betriebliche und störungsbedingte Lastfälle	103
3.2.2	Bestrahlungsprogramm für kernnahe Komponenten	104
3.2.3	Lebensdauerbewertung von Komponenten	105
3.3	Auswertung meldepflichtiger Ereignisse	105
4.	Zusammenfassung	108
5.	Literaturverzeichnis	109

Volume IV – Probabilistic safety analysis

INHALTVERZEICHNIS	
0.	REFERENZEN 14
1.	EINFÜHRUNG UND ZIELSETZUNG 21
1.1.	Allgemeines 21
1.2.	Ziel der PSA 21
1.3.	Umfang der PSA 21
1.4.	Methodisches Vorgehen 22
1.4.1.	Methodischer Ansatz PSA der Stufe 1 22
1.4.2.	Methodischer Ansatz PSA der Stufe 2 22
1.5.	Struktur des Berichts 23
2.	ALLGEMEINE BESCHREIBUNG DER ANLAGE 24
2.1.	Anlagenspezifische Informationen 24
2.2.	Konzept und Auslegungsmerkmale 24
2.3.	Reaktor 25
2.4.	Abschaltung des Reaktors 26
2.5.	Kühlung 26
2.6.	Nachwärmeabfuhr 26
2.7.	Sicherheitseinschluss 28
2.8.	Elektrische Energieversorgung 29
2.9.	Leittechnik und Reaktorschutz 30
2.10.	Experimentiereinrichtungen 30
3.	PSA DER STUFE 1 FÜR DEN LEISTUNGS- UND NICHTLEISTUNGSBETRIEB 32
3.1.	PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb 32
3.1.1.	Auslösende Ereignisse 32
3.1.2.	Ereignisablaufanalysen 32
3.1.3.	Analysen zu Wirksamkeitsbedingungen 33
3.1.4.	Repräsentative Ereignisabläufe 35
3.1.5.	Häufigkeit auslösender Ereignisse 47
3.1.6.	Beschreibung der Ereignisabläufe 54
3.1.7.	Fehlerbaumanalysen 58
3.1.8.	Komponentenkenngößen 65
3.1.9.	Personalhandlungen 69
3.1.10.	Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) 70
3.1.11.	Ergebnisauswertung 72
3.2.	PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb (Periodische Anlagenabschaltung) 74
3.2.1.	Auslösende Ereignisse 74
3.2.2.	Ereignisablaufanalysen 75
3.2.3.	Häufigkeit auslösender Ereignisse 76
3.2.4.	Beschreibung des Ereignisablaufs 76
3.2.5.	Fehlerbaumanalysen, Komponentenkenngößen, Personalhandlungen und Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) 77
3.2.6.	Ergebnisauswertung 78
3.3.	Einwirkungen von Innen 79
3.3.1.	Anlageninterne Brände 79
3.3.2.	Anlageninterne Überflutung 80
3.3.3.	Explosion 82
3.3.4.	Chemische Reaktionen 82
3.4.	Einwirkungen von Außen 82
3.4.1.	Flugzeugabsturz 82
3.4.2.	Explosionsdruckwelle 84
3.4.3.	Hochwasser 84
3.4.4.	Erdbeben 84
3.4.5.	Blitzschlag 99
3.4.6.	Externer Brand 99
3.4.7.	Extreme meteorologische Bedingungen (Sturm, Schnee, Regen) 99
3.5.	Gesamtergebnisse der PSA Stufe 1 100
4.	PSA DER STUFE 2 FÜR DEN LEISTUNGS- UND NICHTLEISTUNGSBETRIEB 106
4.1.	Kernschmelze 106
4.1.1.	Kernschmelzszenario 106
4.1.2.	Kühlung des geschmolzenen Kerns 106
4.1.3.	Dampfexplosion 107
4.2.	Sicherheitseinschluss 108
4.3.	Quellterme 108
4.4.	Gesamtergebnisse der PSA Stufe 2 109
4.4.1.	Freisetzungskategorie 2 109
4.4.2.	Freisetzungskategorie 3 112
5.	ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG DER ERGEBNISSE 115
5.1.	PSA der Stufe 1 115
5.2.	PSA der Stufe 2 116
5.3.	Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts 116
6.	ABBILDUNGEN UND TABELLEN 117
6.1.	Abbildungen 117
6.2.	Tabellen 124

Volume V – Deterministic security analysis

Security analysis = Confidential information

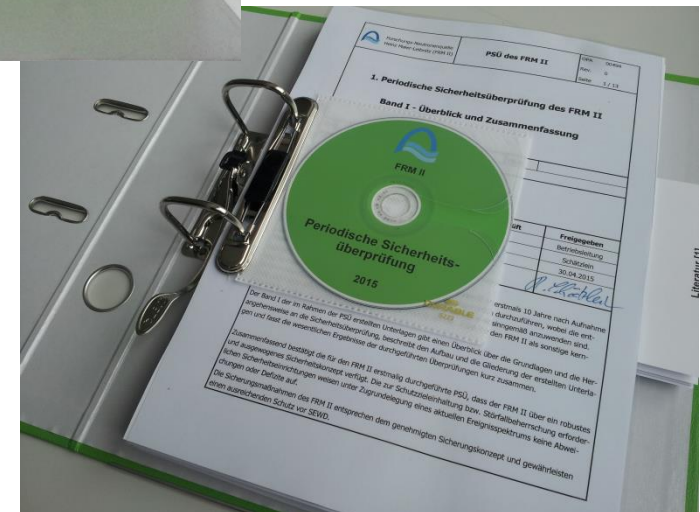


Submission of the PSR documents



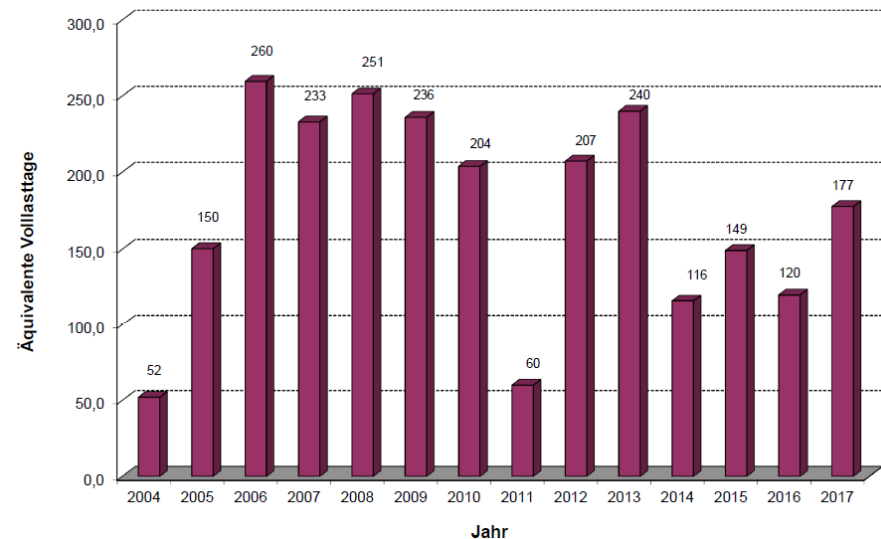
Letter to regulatory body and its TSO dated 30/04/2015.

In sum 5800 pages of documentation.



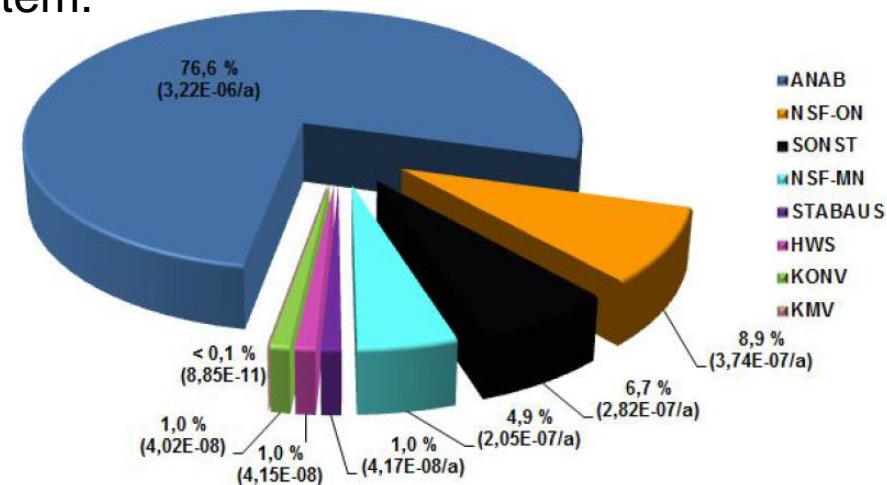
PSR Results: Vol. III, Reports on DBA, BDBA, Op. Exp.

- The safety systems of the FRM II fulfill all requirements to cover the relevant design basis accidents (DBA)
- There are sufficient precautions for beyond design basis accidents (BDBA) like airplane crash or other extreme external hazards in place
- An ATWS scenario is not relevant for the FRM II due to its diverse and redundant shutdown systems
- The evaluation of the operational experience of one decade showed that the FRM II was operated safely with a high availability for its users and customers



PSR Results: Vol. IV, Report on PSA

- The results in a core damage frequency of $4.2 \cdot 10^{-6}/a$ calculated over all initiating events of the operational and non-operational state of the reactor
- The major contribution to this comes from the common cause failure of both natural convection flaps that have to open some hours after reactor shutdown and the additional failure of the restart of at least one pump of the primary or emergency cooling system.



- The PSA level 2 for the release of radioactive material to the environment results in a value between $5.3 \cdot 10^{-9}/a$ and $4.6 \cdot 10^{-10}/a$

Summary

- The FRM II performed its first PSR after 10 years of routine operation.
- The PSR was done according to the German regulations for NPPs. Where necessary a grades approach was used.
- The documents were submitted in time to the regulator and its TSO.
- The PSR showed that the FRM II fulfills all relevant safety requirements.
- The evaluation of the documents and results by the TSO is still in progress.
- The final version of the PSR documents that will include the comments and requested changes of the TSO can be used as basis for the next PSR in the year 2025.