建屋構造物の要求性能と課題

東京大学大学院工学系研究科建築学専攻
高田毅士

東京大学
THE UNIVERSITY OF TOKYO

発表概要

1. 発電所建屋の現状
2. 今後予定されている廃炉対策
3. 各廃炉段階の建屋構造物の要求性能
4. 要求性能実現の課題
5. 建屋耐震性の検討
6. 今までに得られた知見
7. 今後の課題

発電所建屋の現状

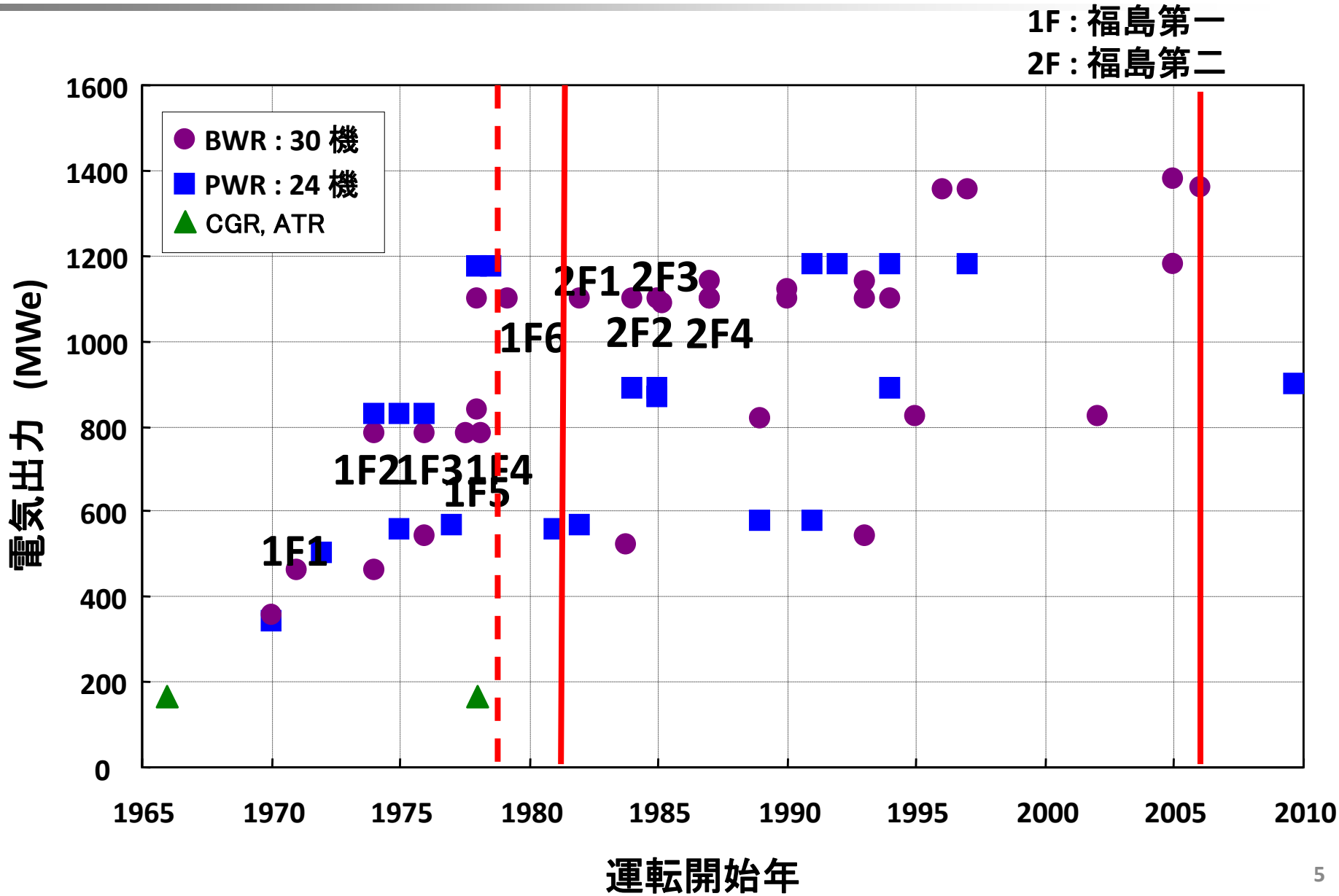
福島第一原子力発電所の原子炉

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
	BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5
格納容器型	Mark-I	Mark-I	Mark-I	Mark-I	Mark-I	Mark-II
電気出力	460MWe	784MWe	784MWe	784MWe	784MWe	1100MWe
圧力容器運転圧力	6.89MPa	6.93MPa	6.93MPa	6.93MPa	6.93MPa	6.93MPa
圧力容器設計最大圧力	8.24MPa	8.24MPa	8.24MPa	8.24MPa	8. 62MPa	8.62MPa
圧力容器設計最高温度	300℃	300℃	300℃	300℃	302℃	302℃
格納容器設計最大圧力	384kPa	384kPa	384kPa	384kPa	384kPa	279kPa
格納容器最高圧力 *	427kPa	427kPa	427kPa	427kPa	427kPa	310kPa
格納容器最高温度	140℃	140℃	140℃	140℃	138℃	171℃:D/W 105℃:S/C
営業運転開始日	1971.3.26	1974.7.18	1976.3.27	1978.10.12	1978.4.18	1979.10.24
非常用ディーゼル発電機数	2	2 **	2	2 **	2	3 **
外部電源系統数	275kV×4				500kV×2	
3月11日の運転状態	運転中	運転中	運転中	定期検査中（炉内構造物交換のため長期停止中）	定期検査中	定期検査中

* 典型的な格納容器内圧力は、約５kPa

** 内、1機は空冷型

日本国内原子力発電所の運転開始年と電気出力



最大観測地震動(2011.3.11) と設計基準地震動

		最大観測地震動* (Gal)			設計基準地震動 (Gal), Ss		
		水平 (N-S)	水平 (E-W)	垂直	水平 (N-S)	水平 (E-W)	垂直
福島第一	１号機	460	447	258	487	489	412
	２号機	348	550	302	441	438	420
	３号機	322	507	231	449	441	429
	４号機	281	319	200	447	445	422
	５号機	311	548	256	452	452	427
	６号機	298	444	244	445	448	415
福島第二	１号機	254	230	305	434	434	512
	２号機	243	196	232	428	429	504
	３号機	277	216	208	428	430	504
	４号機	210	205	288	415	415	504

* 原子炉建屋最下階

各号機の現状

1号機

✓ 水素爆発
✓ 炉心融解

<事故時>

<現在>

・建屋は放射性物質の飛散防止
・現在は、使用済燃料プールから燃料取り出しのため、カバー撤去し、燃料取り出し済

3号機

✓ 水素爆発
✓ 炉心融解

<事故時>

<現在>

- 原子炉建屋上部のガレキ撤去完了
- 燃料取り出し用カバー構築済み

2号機

➢ 水素爆発なし
➢ 炉心損傷

<事故時>

<現在>

4号機

✓ 水素爆発
✓ 炉心損傷せず

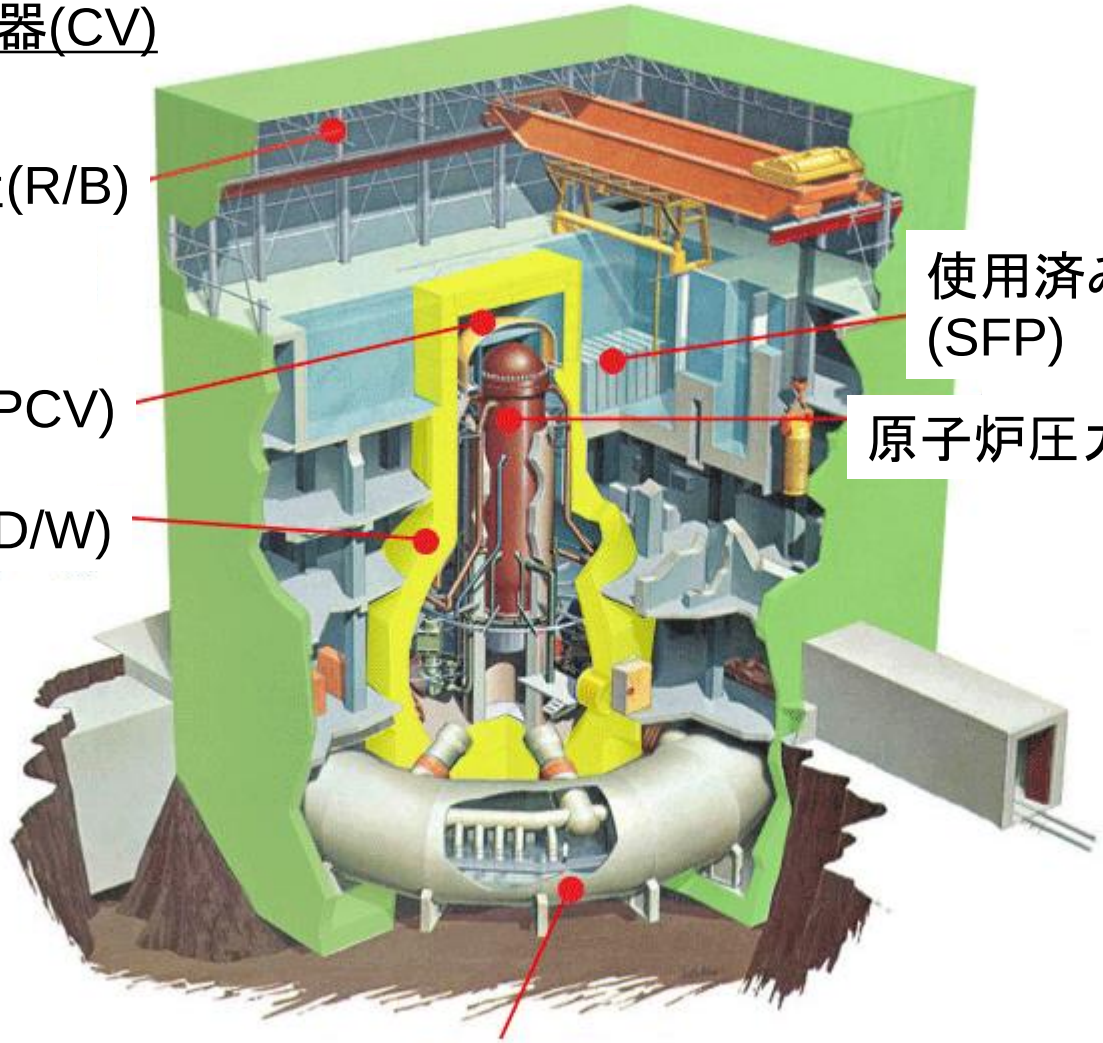
<事故時>

<現在>

- 使用済燃料プールからの燃料取り出し完了

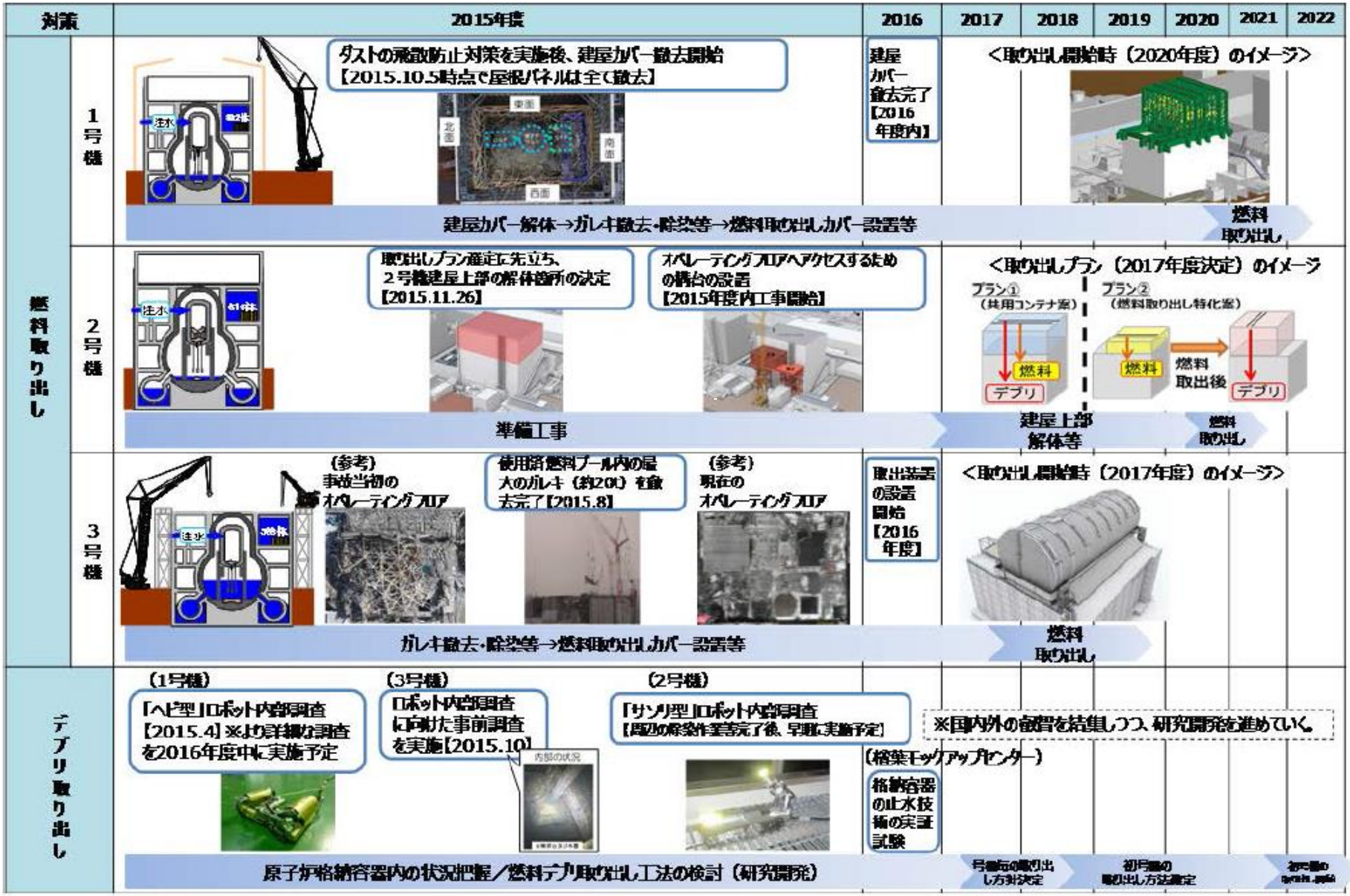
沸騰水型原子炉（BWR：Boiling Water Reactor）

Mark-I 型格納容器(CV)



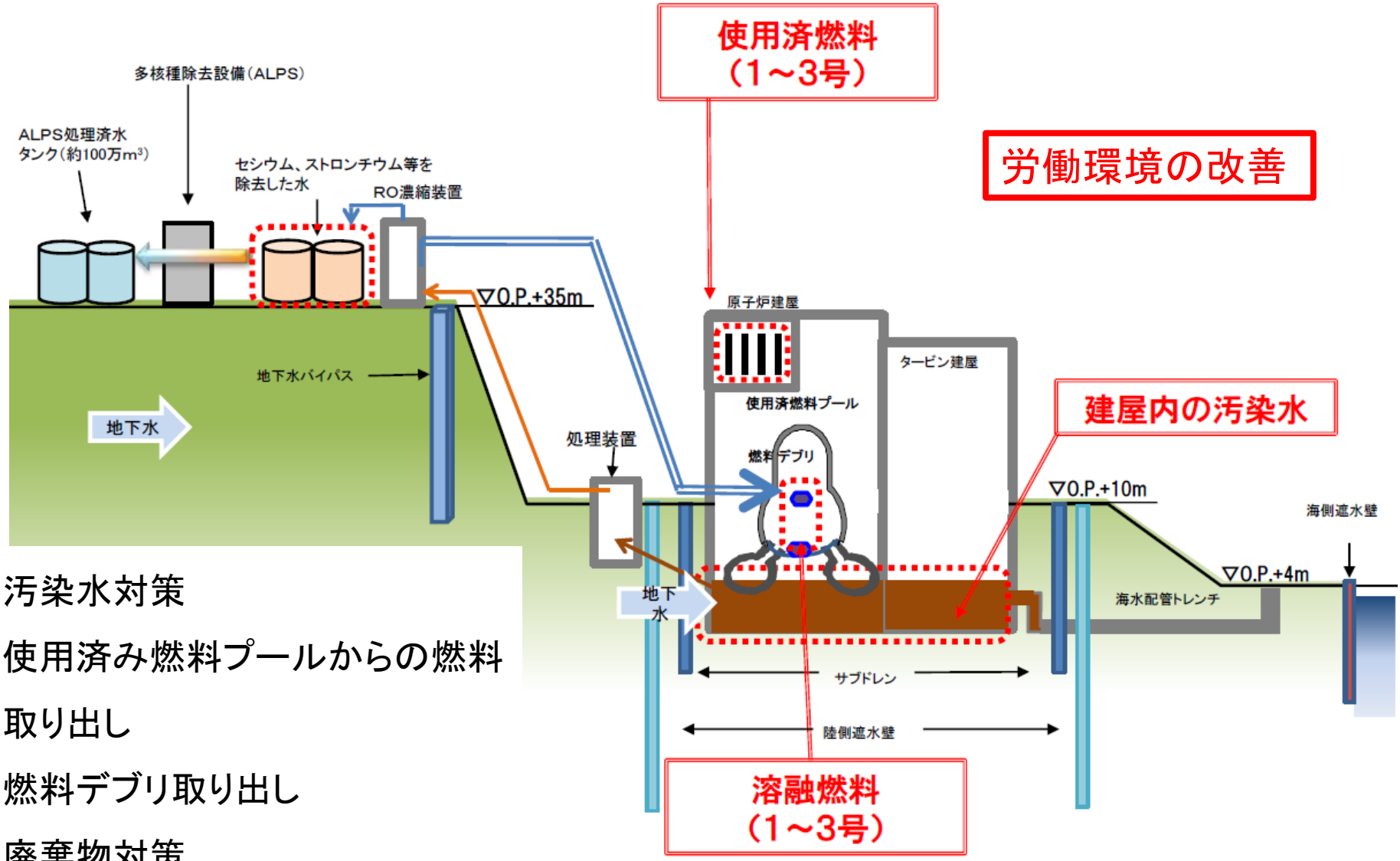
出典：http://nei.cachefly.net/static/images/BWR_illustration.jpg

発電所の廃炉対策の進捗と今後の見通し(2016年現在)



予定されている廃炉対策

発電所建屋の現状の課題



1. 汚染水対策
2. 使用済み燃料プールからの燃料取り出し
3. 燃料デブリ取り出し
4. 廃棄物対策

主なリスク源となる物質

燃料デブリ			1～3 号機の RPV／PCV 内の燃料デブリ。
プール内燃料			1～3 号機の使用済燃料プール内に保管されている燃料集合体。
共用プール内燃料			共用プール内に保管されている燃料集合体。
乾式キャスク内燃料			乾式キャスク内に保管されている燃料集合体。
建屋内滞留水			1～4 号機建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋内に滞留する汚染水。
濃縮廃液等			タンク内に保管されている濃縮廃液等。多核種除去設備以外で処理をしたストロンチウム処理水を含む。
固体廃棄物	水処理二次廃棄物	吸着塔類	セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置等で用いた使用済吸着材。
		廃スラッジ	除染装置の運転に伴って発生した凝集沈殿物。
		HIC スラリー	多核種除去設備及び増設多核種除去設備で発生した、高性能容器（HIC）に保管されているスラリー。
	ガレキ等	ガレキ類（貯蔵庫内）	固体廃棄物貯蔵庫内に収納されている高線量（30mSv/h～）のガレキ類。
		ガレキ等（屋外）	覆土式一時保管施設、仮設保管設備、容器収納、一時保管槽、シート養生、屋外集積にて保管されているガレキ類や伐採木等。
建屋内汚染構造物等			原子炉建屋、PCV 又は RPV 内で、事故により飛散した放射性物質により汚染された構造物、配管、機器等、及び、事故以前の運転時の放射化物。

NDF「戦略プラン」におけるリスク低減の考え方

リスクの考え方

① 放射性物質によるリスク

- ➢ リスクは、影響度と起こりやすさで決まる。

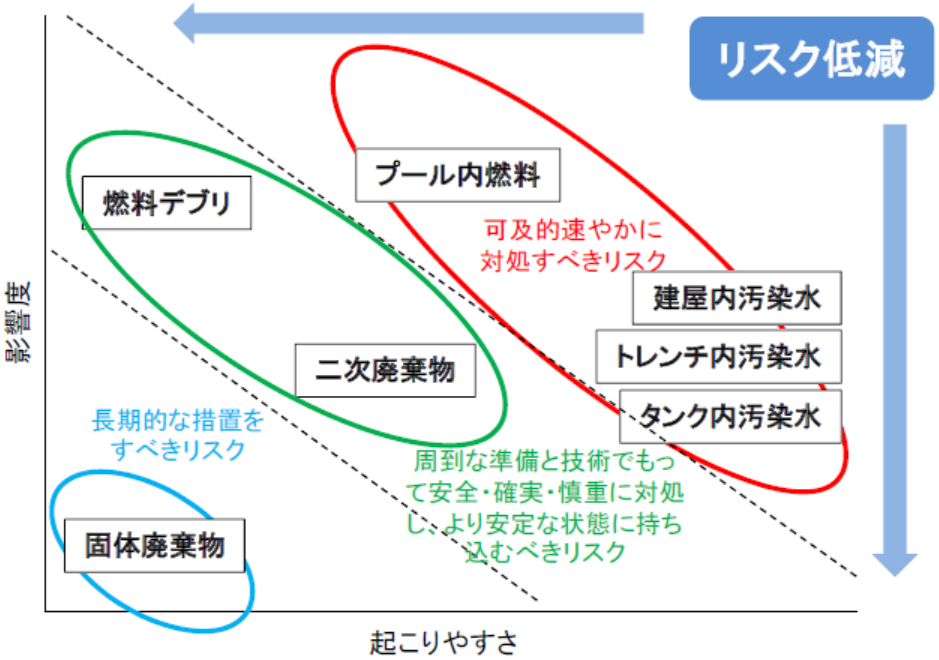
② 影響度

- 閉じ込め機能を失うと、放射線影響（被ばく、環境汚染）が生じる。
- ➢ 影響度は、放射能量と性状（固体・液体・気体）で決まる。

③ 起こりやすさ

- 閉じ込め機能を失わせる要因として、自然現象、故障、誤操作等がある。
- 上記要因が発生したときの施設の脆弱性を考慮する必要がある。
- ➢ 起こりやすさは、要因発生の可能性と施設の脆弱性で決まる。

④ 福島第一原子力発電所のリスク評価



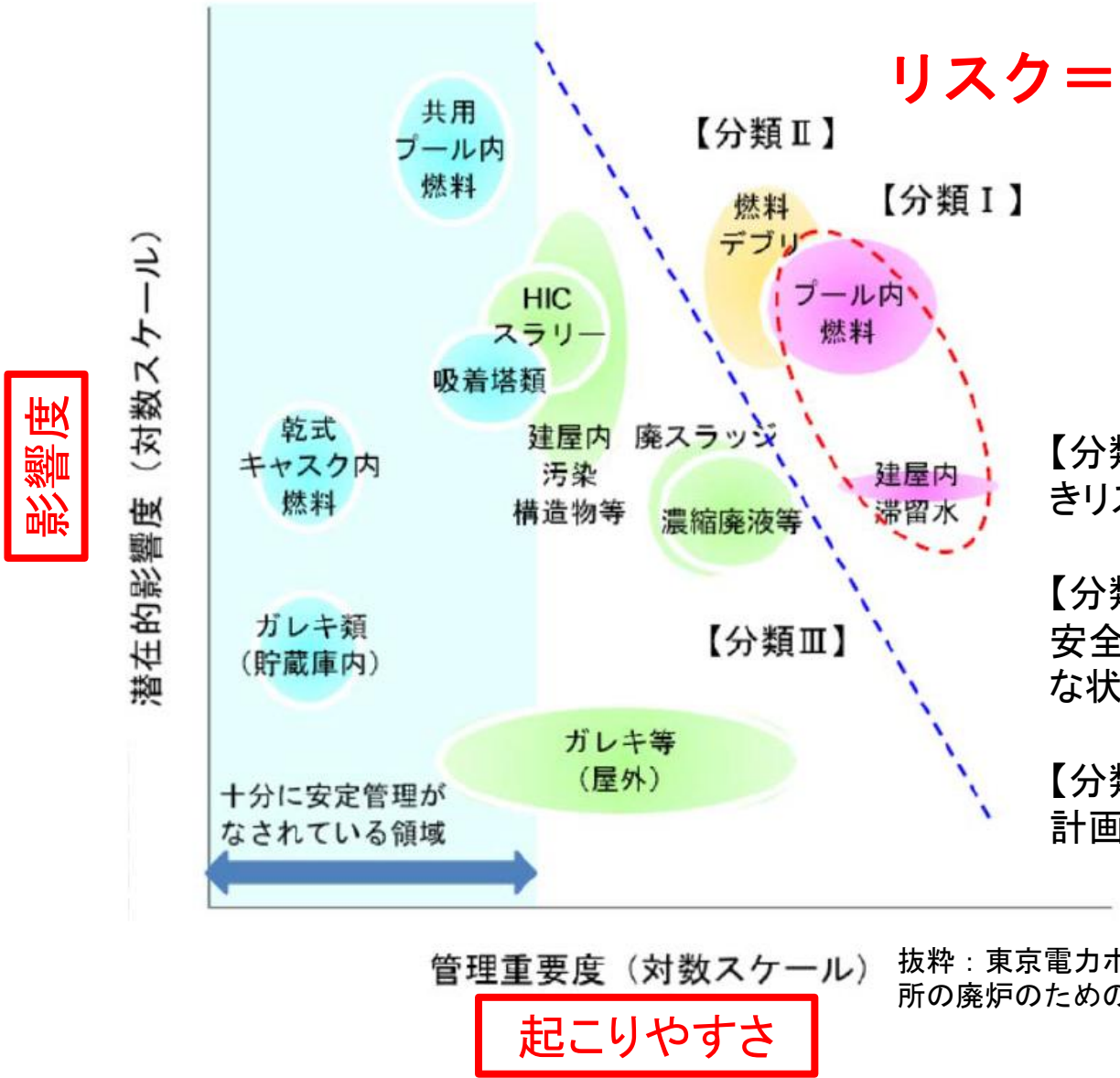
⑤ リスク低減の進め方

- より安全・安定な施設への移動
  →起こりやすさを低減
- 放射能の減衰や性状の変化
  →影響度を低減

2015年1月7日　廃炉・汚染水対策福島評議会資料（原子力損害賠償・廃炉等支援機構提出）より抜粋

NDFリスク概念に基づく廃炉作業の優先度選択

リスク＝発生頻度×影響度



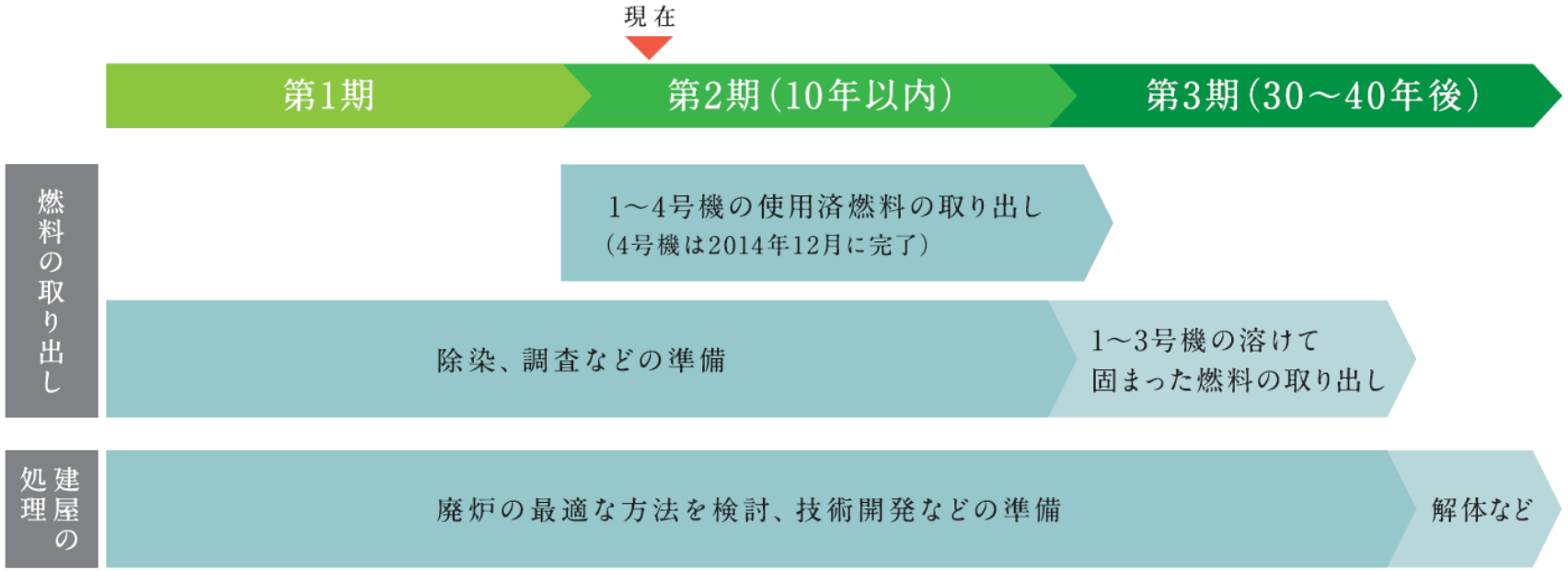
【分類Ⅰ】:可及的速やかに対処すべきリスク源

【分類Ⅱ】:周到な準備・技術によって安全・確実・慎重に対応し、より安定な状態に持ち込むべきリスク源

【分類Ⅲ】:より安定な状態に向けて計画的に措置すべきリスク源

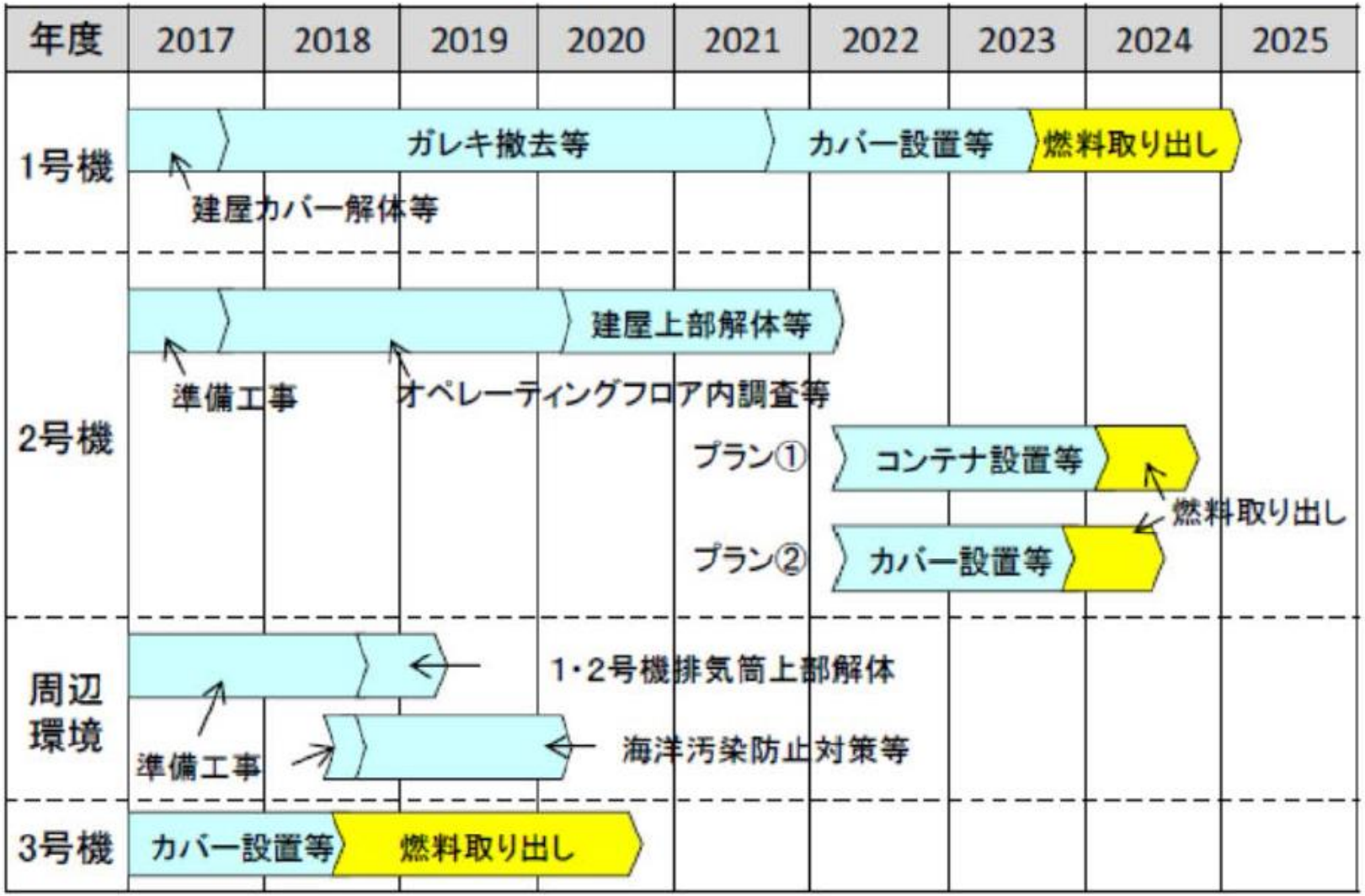
抜粋：東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2017　概要版　NDF

原子炉建屋の廃炉までのロードマップ

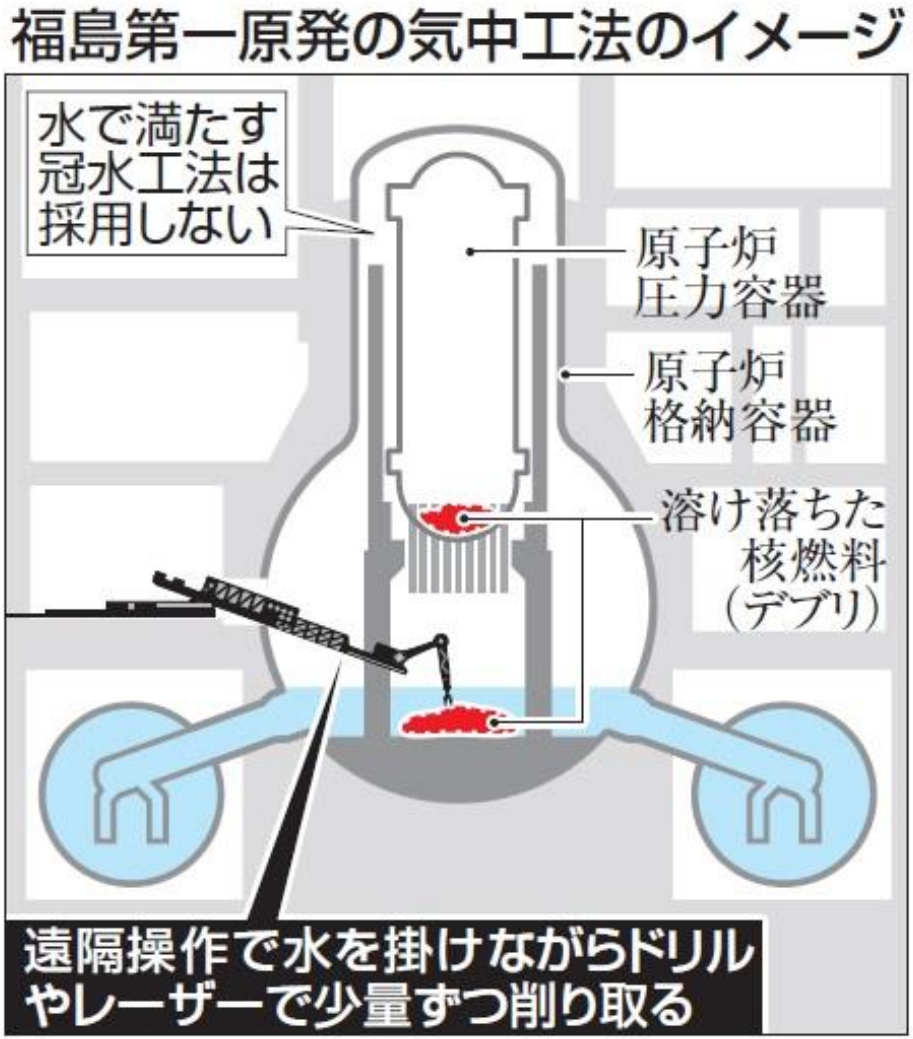


抜粋：「廃炉の大切な話」経済産業省資源エネルギー庁

原子炉建屋の廃炉計画（燃料取り出しまで）



採用される燃料デブリの取り出し工法



閉じ込め機能

冷却機能

臨界管理

構造健全性（耐震性）

作業時の被曝低減

アクセスルート（作業性）

各廃炉段階の
建屋構造物の要求性能

廃炉段階における安全性確保

原子力安全：　人と環境を、原子力施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防御すること

人：　発電所の周辺地域の住民と、発電所内で廃炉作業に従事する作業員

環境：　発電周辺地域、発電所の敷地、放射線の有害な影響がある地域

事故炉廃止措置時における発電所の安全機能

① 止める ⇨ 核分裂連鎖反応の停止
（再臨界の防止）

② 冷やす ⇨ 炉心燃料・使用済燃料からの崩壊熱の除去
（温度上昇、再溶融の防止）

③ 閉じ込める ⇨ 放射性物質の閉じ込め
（バウンダリーの劣化予測、劣化抑制、補修）

④ 作業者の被曝抑制

廃止措置時でも
常に安全機能の維持が必要

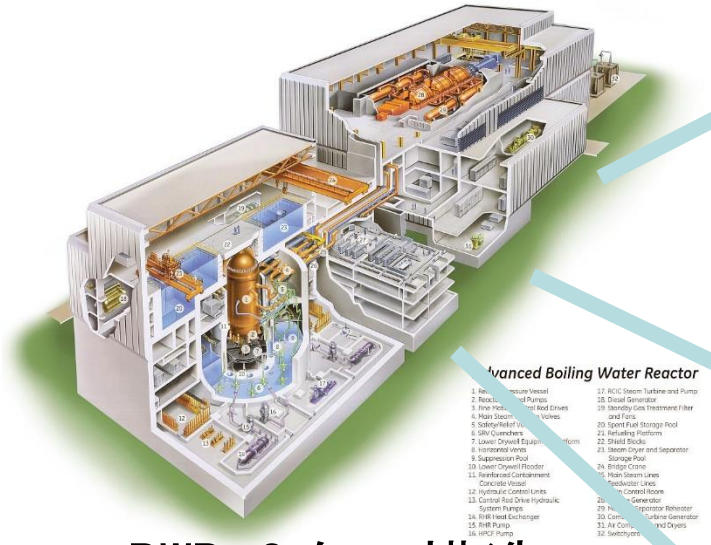
抜粋：設備の健全性と高経年化対策、渡邉＆青木、H29 .3.11

廃炉の各段階における要求性能（発電所）

工程	事故前	事故収束前	第一期 前半	第一期 後半	第二期	第三期
		冷温停止の達成まで	使用済み燃料プール内燃料取り出し架構設置前まで	使用済み燃料プール内燃料取り出し架構設置からプール内燃料取り出し開始まで	使用済み燃料プール内燃料取り出し開始から燃料デブリ取り出し開始まで	燃料デブリ取り出し開始から解体、廃止措置終了まで
閉じ込めが必要な放射性物質	炉内燃料 汚染水 使用済み燃料	燃料デブリ 建屋内滞留水 使用済み燃料				燃料デブリ 建屋内滞留水
プラントの基本的安全機能	止める 冷やす 閉じ込める	冷やす	冷やす 閉じ込める			
建屋への要求機能	遮蔽性 気密性 水密性 構造安全性	構造安全性	放射性物質を含む物質の閉じ込め 構造安全性			
留意事項		建屋損傷 屋根崩落等の影響 事故時熱履歴		加えて 上部カバー重量、反力の影響	加えて デブリ取り出しに伴う設備等の影響 高経年化対策	加えて 解体進展に応じた状態変化 高経年化対策

原子力発電所の各種設備と機能

抜粋：設備の健全性と高経年化対策、渡邉＆青木、H29 .3.11



BWR 3次元構造

出典：Tuumaenergia.eeホームページ

http://www.tuumaenergia.ee/index.php?id=95

機械設備（鋼構造物）
- 原子炉容器
- 格納容器
- 配管・弁
- その他

→ **機能**
- 構造保持機能
- 耐圧機能
- 冷却
- その他

電気設備
- 再循環ﾎﾟﾝﾌﾟﾓｰﾀ
- 電源盤
- ケーブル
- その他

→ **機能**
- ﾓｰﾀ駆動機能
- 電気供給機能
- その他

土木建築設備（ｺﾝｸﾘｰﾄ構造物）
- 原子炉建屋
- タービン建屋
- その他

→ **機能**
- 構造保持機能
- ﾊﾞｳﾝﾀﾞﾘｰ機能
- その他

制御設備
- ロジック回路
- ｾﾝｻ、ﾄﾗﾝｽﾐｯﾀ
- ケーブル
- その他

→ **機能**
- 信号発信機能
- 計測機能
- 表示機能
- その他

設備健全性維持の戦略的検討

原子炉建屋等 | PCV | RPV | 冷却系設備

安全機能上の重要部位(クリティカル部位)の抽出

- 構造強度(耐震性)
- PCVバウンダリー構造健全性(とくに冠水の場合)
- PCVバウンダリーの長期健全性(耐腐食性)

クリティカル部位の抽出が最優先

重要部位の現状把握(必要に応じて現場検査)

- 材料(過去の供用による劣化、事故時の劣化･損傷、事故後の状態)
- 応力(過去の運転時および事故時、事故後の負荷状態)
- 環境 (過去の運転時および事故時、事故後のバルク環境、隙間環境など)

重要部位の長期健全性予測評価

- 材料 (過去の供用による劣化、事故時の劣化･損傷、事故後の状態)
- 応力 (事故後および廃止措置工程での負荷状態)
- 環境 (事故時および廃止措置工程でのバルク環境、隙間環境など)

経年化後のクリティカル部位の特定

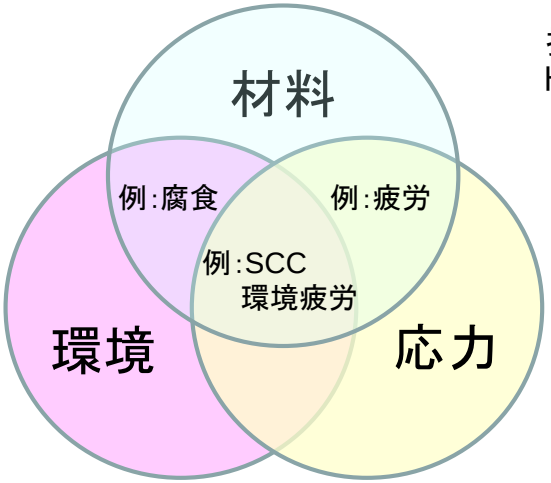
クリティカル部位の監視/補修計画の立案･実施

- 対象箇所
- 実施方法
- 実施頻度

抜粋：設備の健全性と高経年化対策、渡邉＆青木、H29 .3.11

要求性能実現の課題

経年劣化３要素と過酷事故炉



抜粋：設備の健全性と高経年化対策、渡邉＆青木、H29 .3.11

供用中の通常炉	経年劣化３要素	廃止措置時の過酷事故炉
照射、熱時効による経年劣化	材料	通常運転による経年劣化 ＋ 事故時荷重[注1)] によるダメージ[注2)]
高温・高圧の水環境 （BWR環境、PWR環境）	環境	低温（常温）、低圧（常圧）、水、空気 局所的に特殊環境（海水、隙間、他）
圧力・温度・製造による応力 外荷重（地震、竜巻等）	応力（荷重）	製造・事故時荷重[注1)] による応力 外荷重（地震、竜巻等）

注1) 過大圧力･温度、大地震、水素爆発、
注2)き裂(ひび割れ)、材質変化(高温)、MCCI

経年劣化事象の比較

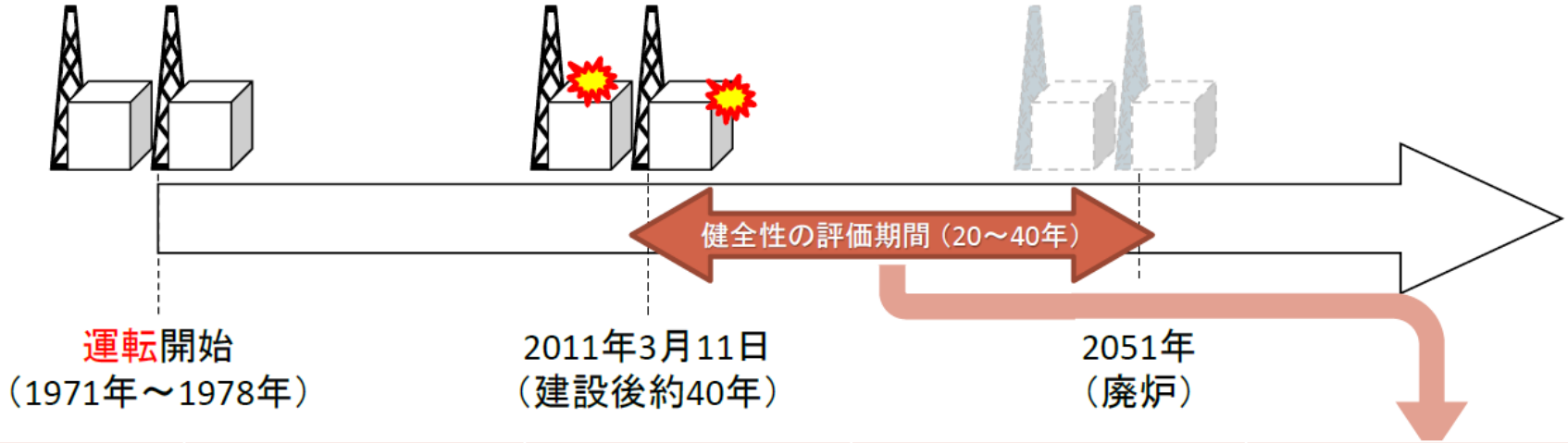
抜粋：設備の健全性と高経年化対策、渡邉＆青木、H29 .3.11

供用中の通常炉	経年劣化事象	廃止措置時の過酷事故炉
原子炉圧力容器の脆化	中性子照射脆化	劣化進展可能性低（中性子源）
一次系機器の低サイクル疲労 小口径配管の高サイクル疲労	疲労	小口径配管の高サイクル疲労（動的機器や流動振動源の周辺）
ステンレス鋼、Ni基合金のIGSCC ステンレス鋼のIASCC	応力腐食割れ	ステンレス鋼の塩化物SCC
２相ステンレス鋼	熱時効	劣化進展可能性低（低温）
FAC、LDI、海水腐食	腐食	設計条件から大幅に逸脱した環境条件（DO、Cl^-等不純物イオン、pH、微生物・・・）
高温部や高線量率個所	絶縁劣化	劣化進展可能性低（低温）
高温個所、高中性子照射個所	ｺﾝｸﾘｰﾄ劣化	RPVペデスタル（MCCI） 大地震・爆発等によるダメージ個所（鉄筋腐食：ひび割れ部＋冷却材）
フレッティング疲労、摩耗などの懸念箇所	その他	劣化進展可能性低（低温）

建屋耐震性の検討

1Fコンクリート構造物の劣化要因：時系列

前田匡樹：原子炉廃止措置工学概論講義資料(2016)

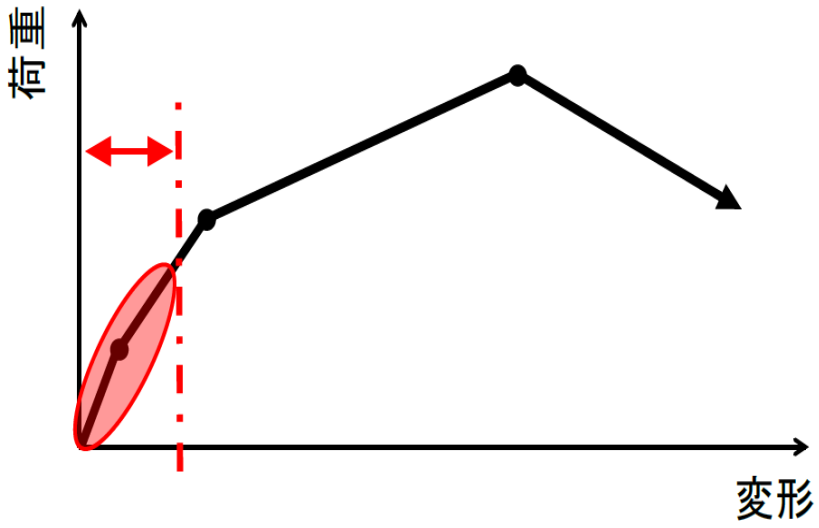


	建設時	3.11震災前	3.11震災	将来（廃炉まで）
地震動	設計用地震動と応答	中小地震の記録 ひび割れ・損傷	本震・余震の記録 ひび割れ・損傷	想定する地震動のレベル
爆発	……	……	衝撃荷重の大きさ・影響範囲、ひび割れ・損傷	……
放射線	……	通常運転時の低レベル放射線	炉心溶融による高放射線	……
熱	……	通常運転時の熱	炉心溶融による高温 注水による急速な冷却	……
塩分	使用骨材	飛来塩分	海水（津波／冷却時）	飛来塩分、中性化・腐食の予測

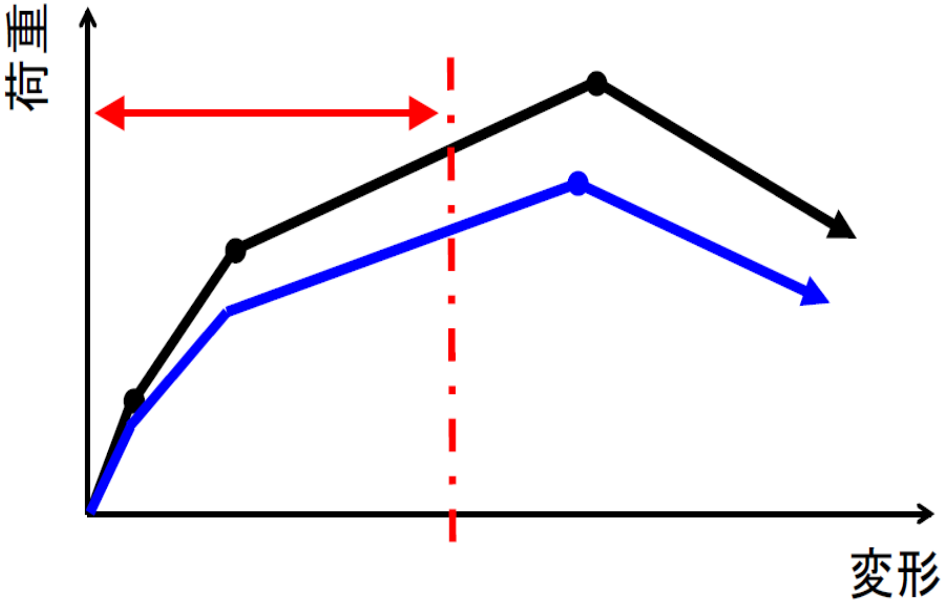
非線形領域を含む構造性能実力値の長期的評価

前田匡樹：原子炉廃止措置工学概論講義資料(2016)

□従来の評価(設計)の対象
想定外力(地震動)による応答≦弾性範囲



□今後の評価の対象
想定を超える外力や経年劣化による非線形化
⇒非線形領域を考慮した応答や構造性能劣化
の評価体系整備が重要

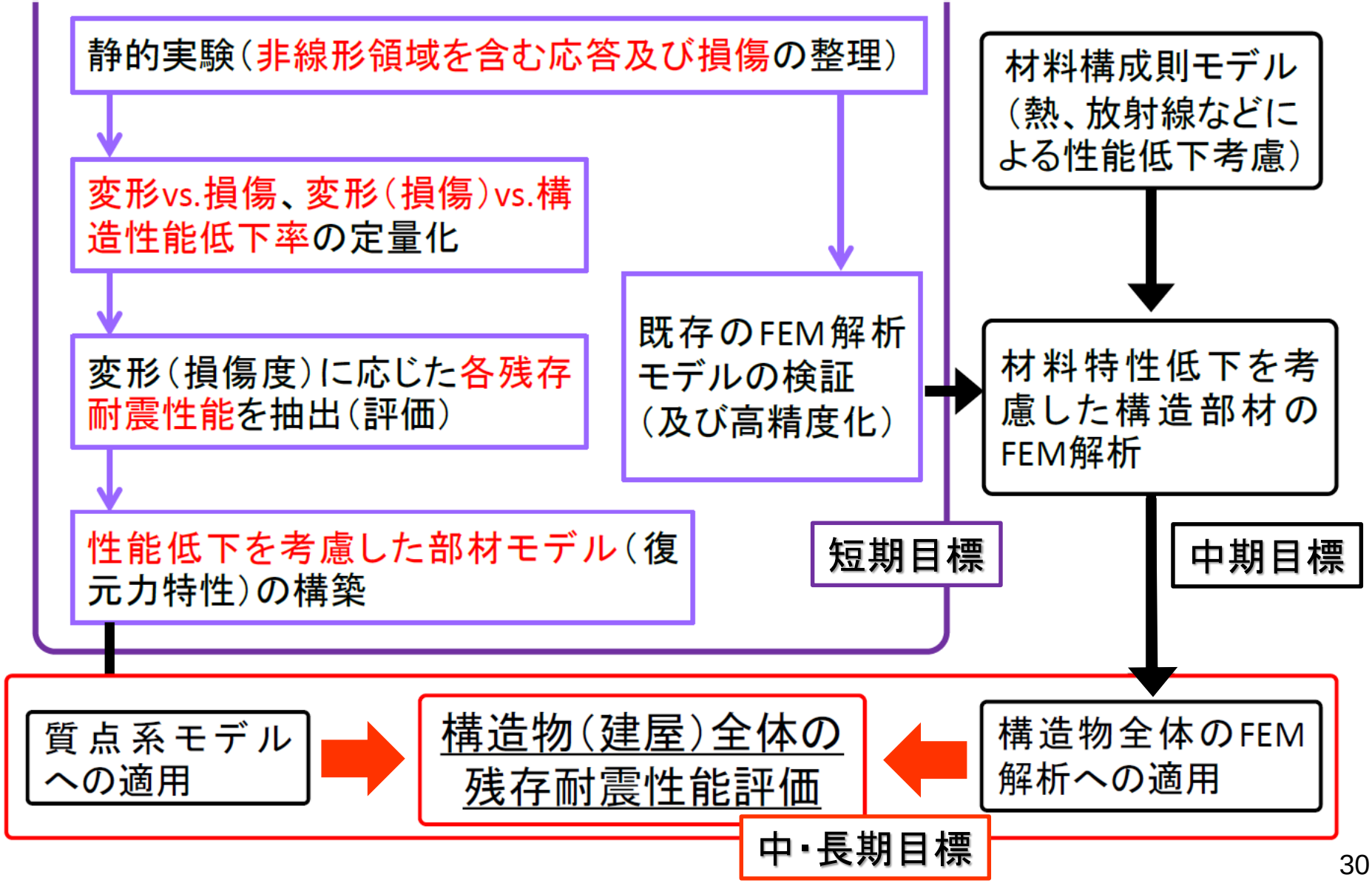


前田匡樹：原子炉廃止措置工学概論講義資料(2016)

事故炉RC構造物の性能評価タスク

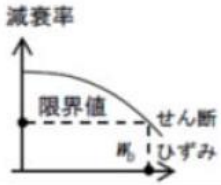
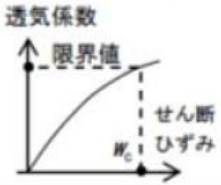
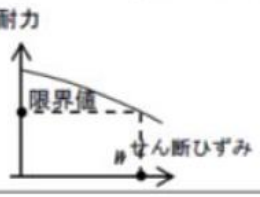
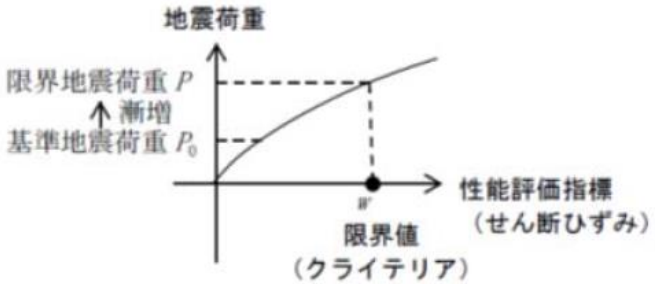
前田匡樹：原子炉廃止措置工学概論講義資料(2016)

◎非線形領域を含めた構造部材(耐力壁)の応答・損傷度評価



耐震性能と許容指標の考え方例

日本建築学会大会原子力PD資料より(2016)

要求機能	a. 支持機能	b. 遮へい機能	c. 負圧維持機能	d. 漏えい防止機能	e. 波及的影響の防止機能	f. 使用機能
関連する性能[注)]	構造安全性	遮へい性	気密性	水密性	構造安全性	構造安全性
性能水準[注)]	原子力施設の安全性確保の重要性に鑑み、高度の信頼性を確保するための性能水準	生体保護の観点から求められる放射線（主に中性子やガンマ線）を遮へいする性能水準	建築物内部の負圧維持に支障をきたす隙間を生じない性能水準	流体状の放射性物質が漏えいし難い構造で、漏えいの拡大を防止し得る性能水準	建築物が破損し、落下または転倒することにより、より重要な設備の機能を阻害しないための性能水準	原子力施設に求められる機能に先立ち建物に求められる一般的な機能
性能評価指標	・耐力 ・せん断ひずみ ・層間変形角	・減衰率 ・せん断ひずみ	・透気量 ・透気係数 ・せん断ひずみ	・漏えい量 ・ライナー健全性 ・せん断ひずみ	・耐力 ・せん断ひずみ ・層間変形角	・耐力 ・せん断ひずみ ・層間変形角
地震時劣化事象と性能評価指標との関係						
性能評価指標（せん断ひずみ）と限界地震荷重との関係						
各要求機能に対する安全裕度	P/P_0					

限界状態と許容値の考え方

日本建築学会大会原子力PD資料より(2016)

限界状態	クライテリアの設定		耐震安全裕度明示化の考え方	機能との関係
	設定の考え方	設定例（使用機能）		
「終局限界」（中央値） 終局耐力の中央値	実験データ等を統計処理した中央値とする	耐震壁せん断ひずみ 5200μ	基準となる地震動のα倍の応答がクライテリアに達する値αを裕度として明示	主として「使用機能」に対し検討 各機能についても個別に評価
「終局限界」（下限値） 終局耐力及び建屋応答のばらつきを考慮して設定する終局限界	実験データ、建屋のばらつきを考慮した応答結果等を統計処理し、損傷確率が 5%程度となる値。	耐震壁せん断ひずみ 3000μ コンクリート圧縮歪 3500μ 鉄筋引張りひずみ 8000μ	基準となる地震動のα倍の応答がクライテリアに達する値αを裕度として明示	主として「使用機能」に対し検討 各機能についても個別に評価
「機能維持限界」 原子力施設に要求される機能をすべて満たすよう十分な余裕をもって設定した設計上の限界。	要求機能に対し性能を満たすよう十分な余裕をもって設定	耐震壁のせん断ひずみ 2000μ コンクリート圧縮歪 3000μ 鉄筋引張りひずみ 5000μ	基準となる地震動のα倍の応答がクライテリアに達する値αを裕度として明示	原子力施設に要求される全ての機能が対象
「弾性限界」 地震力を受けた場合でもすぐに再稼働可能な限界	AIJ 性能評価指針の使用限界と同等の弾性限界とする	耐震壁のせん断ひずみ第一折れ点 鉄筋降伏しない コンクリートがほぼ弾性	基準となる地震動のα倍の設計応答がクライテリアに達する値αを裕度として明示	—

今までに得られている知見

コンクリートの強度と温度

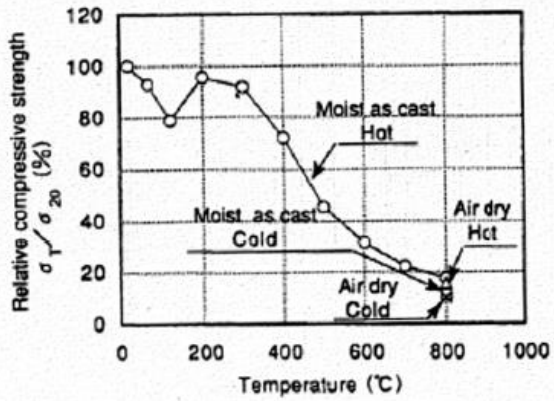


Fig. 7. Effect of curing conditions and temperature of the specimen tested on uniaxial compressive strength.

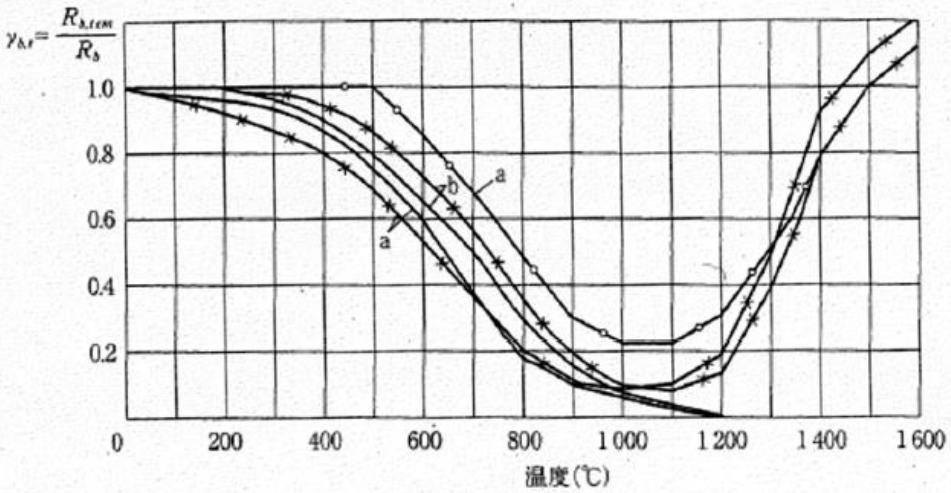


図-2.5 花崗岩(a)および石灰岩(b)を用いた普通コンクリートの圧縮強度の変化に及ぼす高温の影響

[引用文献](左図)N.Yanamazaki, M.Yamazaki, et Al., Structural behavior of reinforced concrete structures at high temperatures, Nuclear Engineering and Design 156(1995)121-138

(右図)青柳征夫訳, チェルノブイリ原子力発電所事故 ーコンクリート構造物に及ぼした影響ー, 2013.5, 技報堂(原本は2000年刊行)

鉄筋の強度と温度

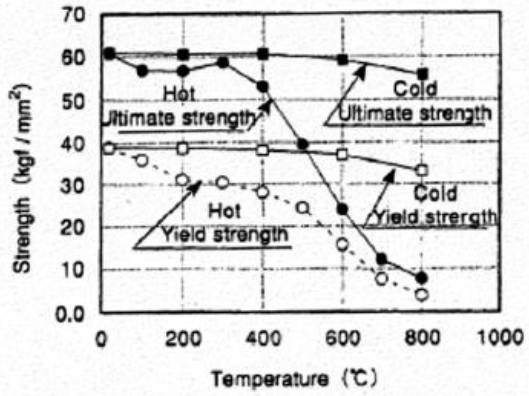
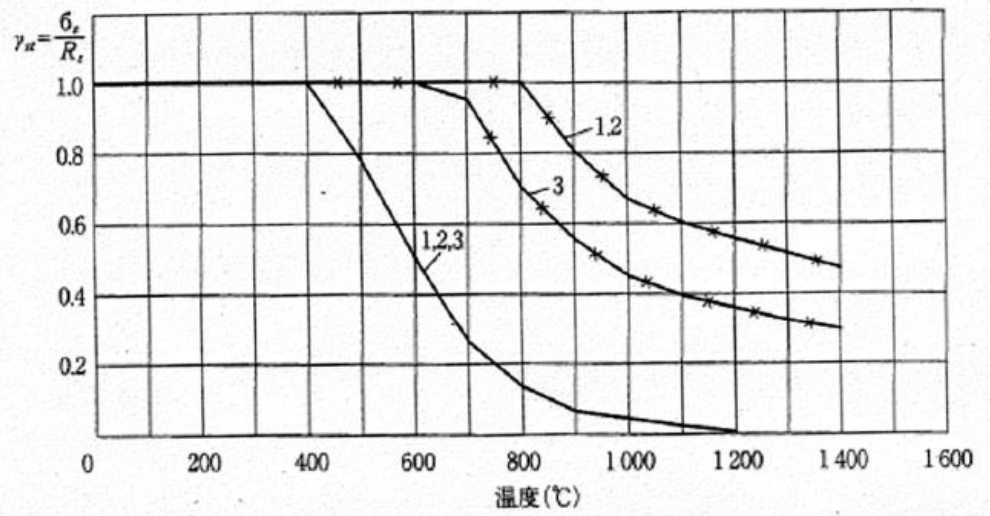


Fig. 15. Yield strength and ultimate tensile strength of reinforcing bars as functions of temperature.



1：等級A240　2：等級A300　3：等級A400　——：加熱状態　—*—：冷却状態

図-2.9　鉄筋の引張強度に及ぼす高温の影響

［引用文献］（左図）N.Yanamazaki, M.Yamazaki, et Al., Structural behavior of reinforced concrete structures at high temperatures, Nuclear Engineering and Design 156（1995）121-138

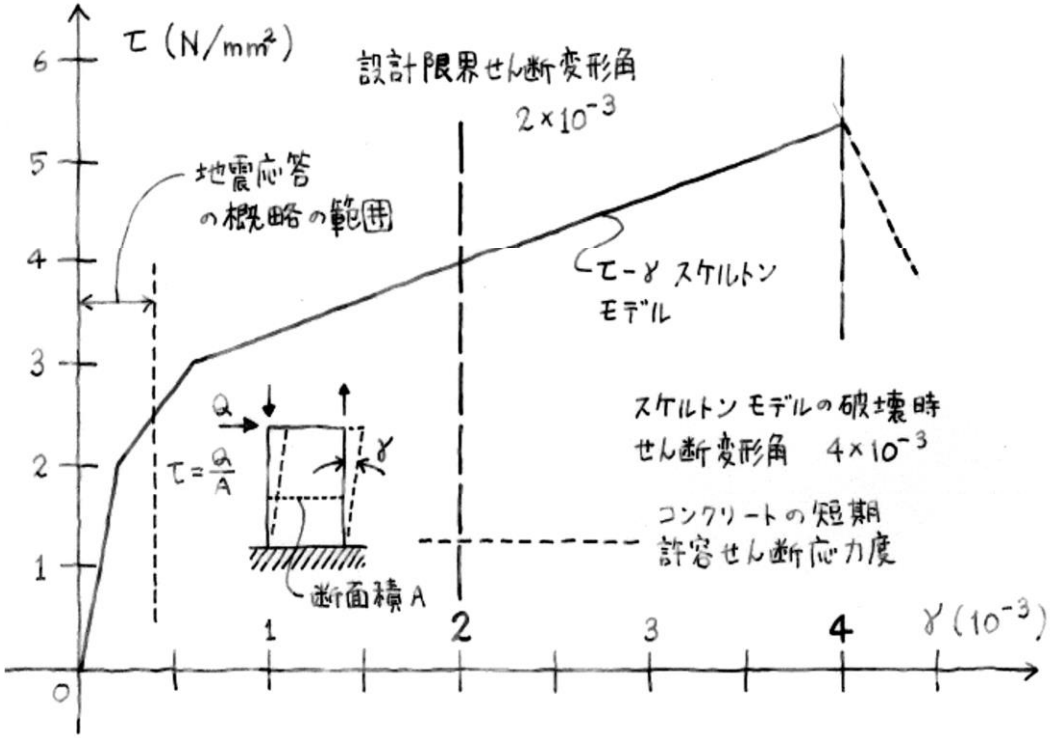
（右図）青柳征夫訳，チェルノブイリ原子力発電所事故
ーコンクリート構造物に及ぼした影響ー，2013.5，技報堂（原本は2000年刊行）

3号機原子炉建屋の耐震安全性

基準地震動Ssの外力に対して、建屋の耐震壁のせん断ひずみ

0.14 ～0.17 x 10−3 < 4.0 x10−3（目安値）

耐震安全性（プールの冷却性能、遮蔽・閉じ込め性能、滞留水の漏洩防止性能）は確保されていると判断



今後の課題

建屋耐震性に関する今後の課題

1. 溶融燃料により高温となった原子炉圧力容器本体基礎（RPVペデスタル）の耐震性の検討
2. S/C（圧力抑制室）の耐震性の検討
3. 生体遮蔽壁の耐震性能（取り出し工法による）の検討
4. 海水注入による塩分、飛来塩分の影響を受けた鉄筋コンクリート材料の経年変化の影響評価