

意見聴取会委員からのご質問に対する回答

平成 23 年 11 月 29 日

関西電力株式会社

岡本委員 ご質問 2

Q 2. 海水注入に関する質問

海水は、冷却水としては有効であるが、腐食、流路閉塞、伝熱阻害などの影響が考えられる。特に蒸気発生器 2 次側に海水を注水する場合において、流路閉塞や伝熱阻害の影響が、評価に影響しないことを示してほしい。

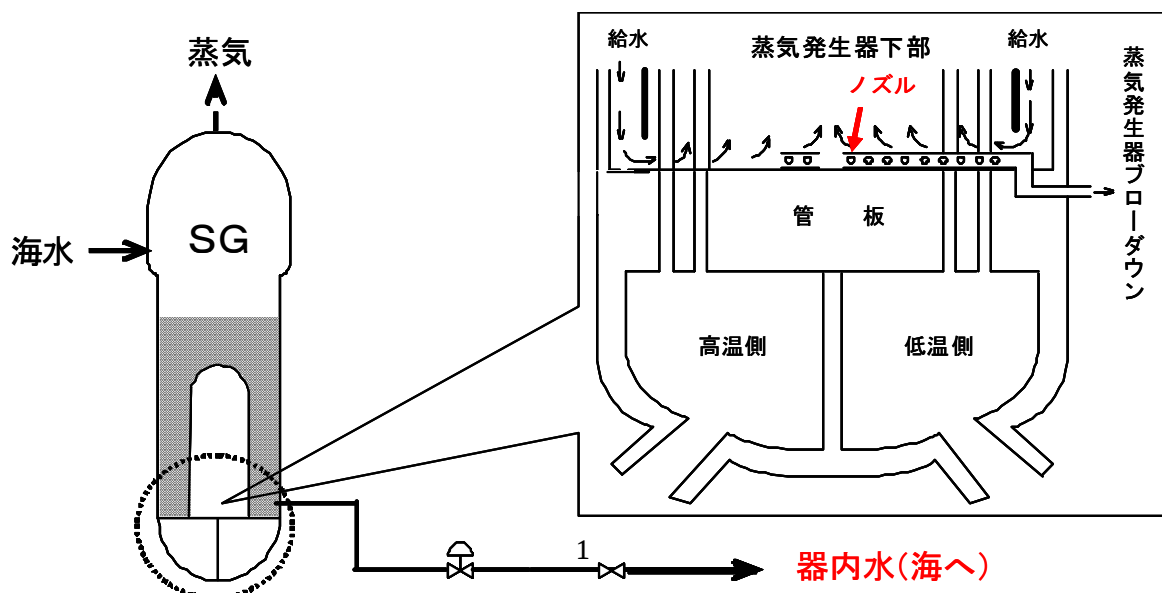
A 2.

全交流電源喪失が発生した場合、まず、復水ピット、C-2 次系純水タンク、2 次系純水タンク（予備）の水源から蒸気発生器に淡水を供給する。事象発生後約 16 日後にはタンク内の水がなくなるため、蒸気発生器に海水を供給することになる。

1. 流路閉塞、伝熱阻害について

蒸気発生器に海水を供給し、器内水が蒸発すると、塩分濃度が上昇する。しかしながら、蒸気発生器内に注入する海水の塩分濃度が 3% であるのに対し、塩の溶解度は保守的に見ても約 25% 期待できることから、海水注入開始後約 17 日程度（冷却開始から約 33 日）析出することはない。

さらに海水による長期間の冷却を行う場合は、蒸気発生器ブローダウンシステムの弁を手動操作により開放し、濃度の高い器内水を排出することとしていることから、塩の析出を防止しながら冷却を継続することが可能であり、伝熱性能の低下（伝熱阻害）や、流路閉塞が発生することはない。



2. 蒸気発生器の腐食について

海水のpHはほぼ中性であり、温度は約 170℃～100℃程度と比較的低いことから、塩化物イオンに対する耐性の高い高ニッケル基合金の伝熱管や、低合金鋼製蒸気発生器本体損傷の可能性は極めて低い。

<参考>

〔析出までの期間評価〕

除熱に必要な海水注入流量：下図1のような注入流量とする。

1時間あたりの塩残渣の増加量：注入流量の3%とする。（海水濃度3%）

器内水量：100t / 基

溶解度：25%

溶解可能量：25t / 基

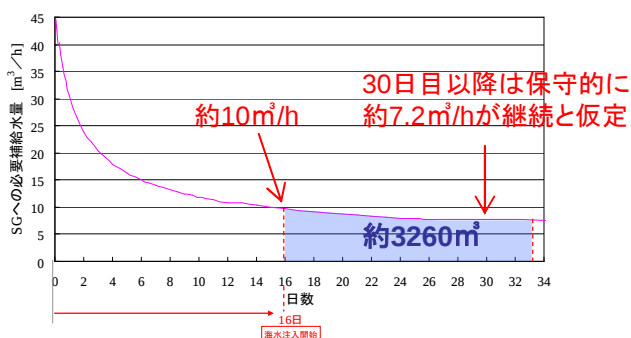


図1 想定する注入流量（4SG 合計）

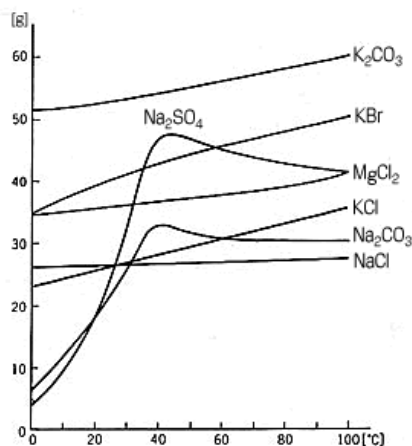


図2 無機物の水に対する溶解度
（理科年表オフィシャルサイトより）

$$25000\text{kg/基} \div 0.03 \times 4 \text{基} \div 1020\text{kg/m}^3 = \text{約 } 3260 \text{ m}^3$$

（補給水密度：約 1020kg/m³）

海水注入流量の合計が約 3260 m³を超えると析出が始まる

上記条件により評価した結果、海水注入流量の合計が約 3260 m³に達する約 17 日目（冷却開始から約 33 日）で器内水濃度が 25%に達する（析出が始まる）こととなる。

渡邊委員 ご質問 1

Q 1. P.18：起因事象の中に「炉心損傷直結」というのがありますが、具体的に、どのような事象を想定しているのか？ また、それを何故起因事象として取り上げる必要があるのか？

A 1.

P18 に記載している起因事象のうち、「炉心損傷直結」は以下を想定している。

- ①地震動による安全上重要な機器を格納する建屋の損傷
(例) 原子炉建屋、原子炉補助建屋
- ②地震動による安全上重要な大型機器の損傷
(例) 原子炉容器、1次冷却材管(複数本の破断)、炉内構造物、
蒸気発生器 等
- ③地震動による安全上重要な緩和設備の機能維持に必要な電気設備の損傷
(例) 主盤(原子炉盤)、原子炉補助盤、電動弁 等

①については地震動による建屋の損傷により、建屋が格納している複数の安全上重要な機器(非常用炉心冷却設備、非常用電源等)の機能が損傷する可能性があるが、建屋損傷により発生する起因事象や建屋損傷時に利用できる緩和設備を的確に特定することは困難であるため、このような場合には、保守的に関連する設備は全て機能不能となり、炉心損傷に至るものと想定し、炉心損傷に直結する起因事象として取り扱っている。

②については、地震動による1次冷却材圧力バウンダリを構成する大型機器の損傷により、非常用炉心冷却設備の性能を上回る大規模な冷却材喪失が発生した場合、緩和設備による事象の進展を抑制することが困難であり炉心損傷に至る可能性がある。また、地震動による原子炉容器内の構造物等の損傷により炉心への冷却材の流れが阻害され炉心損傷に至る可能性がある。これらについては損傷の程度による冷却材喪失流量や炉心冷却の阻害の程度、これらの事象を緩和できる設備を的確に特定することは困難であるため、保守的に炉心損傷に至るものと想定し、炉心損傷に直結する起因事象として取り扱っている。

③については、地震動による安全上重要な緩和設備の機能維持に必要な電気設備の損傷により、広範囲に安全上重要な設備を作動させることがで

きなくなり、複数の影響緩和系の機能が阻害され、炉心冷却機能を維持できなくなり、炉心損傷に至る可能性がある。これらについて①、②と同様に炉心損傷に直結する起因事象としてとして取り扱っている。

このように、影響緩和系に期待せずに直接炉心損傷に直結する事象を起因事象として取り扱うことについては、海外の評価においても同様の考えがあり、具体的には米国規制関係資料（NUREG/CR-4840"Procedures for the External Event Core Damage Frequency Analyses for NUREG-1150"や、NUREG/CR-4550"Analysis of Core Damage Frequency: Surry Power Station, Unit 1 External Events"）において、原子炉容器、蒸気発生器、一次冷却材ポンプ等の破損について、非常用炉心冷却装置などの影響緩和系に期待することができず、直接炉心損傷に至る起因事象として扱うこととしている。

また、日本原子力学会において策定された地震を起因とした確率論的安全評価についての実施標準である「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」においても、炉心損傷に直結する起因事象の取扱いについての記載がある。

今回はこれらの知見を参考として「炉心損傷直結」という起因事象として取り上げたものである。

(参考)

日本原子力学会標準

原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007（抜粋）

4. プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概括的分析

4.5 事故シナリオの明確化と起因事象の分析

4.5.1 事故シナリオの明確化

4.5.1.2 留意事項

a)地震時特有の事故シナリオの明確化

1)地震動による安全上重要な建物・構築物、配管などの大型静的機器の損傷

建物・構築物、及び配管などの大型静的機器の損傷として、原子炉建屋の損傷、原子炉圧力容器損傷、一次系配管の大規模な破断（例えば、ECCS 性能を上回る一次冷却材の流出を生じる LOCA(Excessive-LOCA:E-LOCA)）などを考慮する。これらの損傷は緩和設備によって事象の進展を抑制することができずに炉心損傷に至る可能性があるため、緩和機能に期待してモデル化することが困難と判断する場合には、これらの損傷を炉心損傷に直結する起因事象としてモデル化してもよい。

2)地震動による安全機能への重大で広範な影響を及ぼす機器などの損傷

安全機能への重大で広範な影響を及ぼす機器などの損傷として、計装・制御系、非常用電源系、原子炉補機冷却水系の損傷などを考慮する。これらの損傷は、炉心損傷事故の起因となると同時に、緩和設備の広範な喪失に繋がるため、炉心損傷に至る可能性がある。これらの損傷は、1)と同様に起因事象としてモデル化するか、又は緩和設備としてモデル化し、いずれでモデル化した場合においても、起因事象と緩和設備、及び緩和設備間の従属性を適切に考慮する。

渡邊委員 ご質問 2

Q 2. 同：地震による蒸気発生器細管破断は、伝熱管 1 本の破断のみを想定しているものと考えられるが、地震による複数破損を考慮していない理由は何か？

A 2.

地震の評価において蒸気発生器細管破断は P.20 に記載している起因事象のうち「格納容器バイパス」として取り扱っている。「格納容器バイパス」においては地震により蒸気発生器の伝熱管を含む内部品が構造損傷することを想定しており、この場合、内部品の構造損傷により伝熱管が破損する可能性がある。伝熱管が破損すると、1 次冷却材が蒸気発生器の 2 次側へ流出し、蒸気発生器の水位維持が困難となり蒸気発生器が満水になる結果、1 次冷却材が原子炉格納容器外へ流出することが考えられる。この状態が継続すると、非常用炉心冷却設備による注水を行う場合においても、再循環運転が不能となり、1 次冷却材が不足し、炉心損傷に至る可能性があることから「格納容器バイパス」については、「炉心損傷直結」の起因事象と同様に緩和系に期待せず、保守的に炉心損傷と至る起因事象としている。

渡邊委員 ご質問 3

Q 3. 同：地震による原子炉冷却材ポンプシールの破損は考えなくて良いのか？その理由は何か？

A 3.

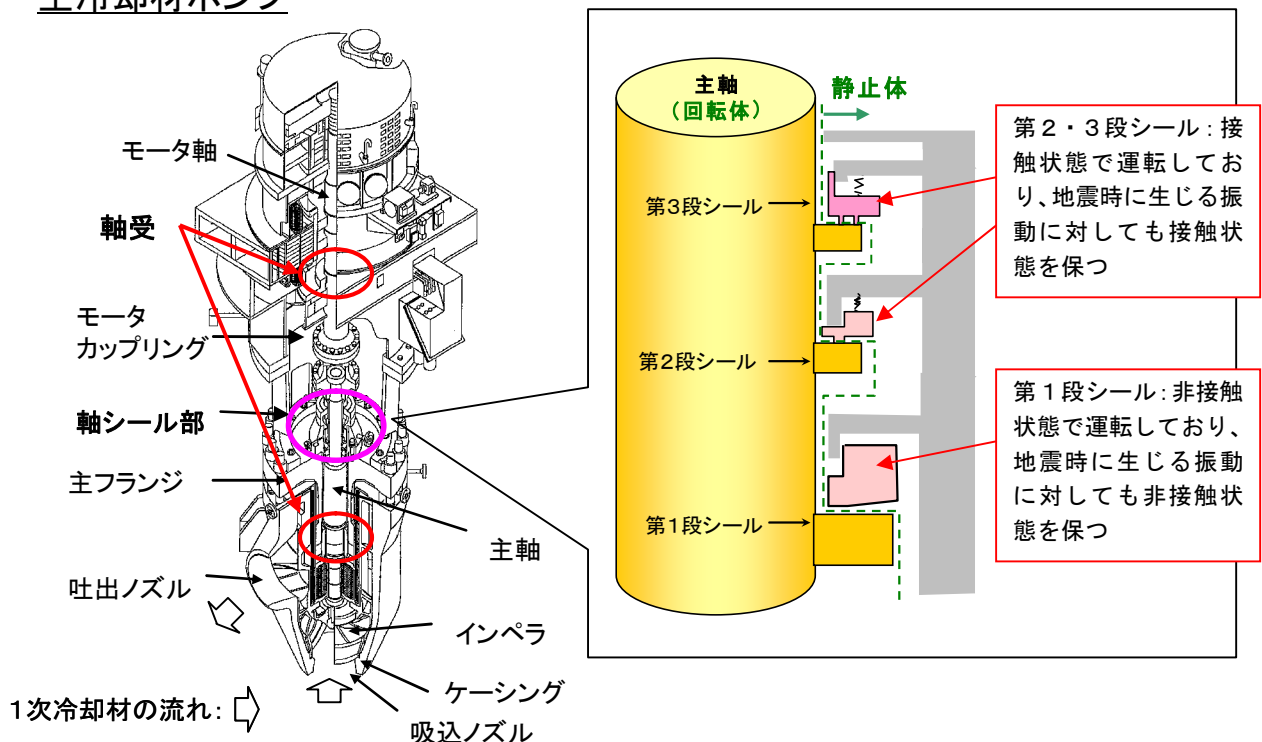
1 次冷却材ポンプシールの各部品は剛構造であり、かつ、回転体側部品はポンプ主軸に対して、静止体側部品はシールハウジングに対してそれぞれボルト等で固定されている。

水平方向の地震荷重に対しては、1 次冷却材ポンプ及びモータの軸受けにより主軸の変位量が 1mm 未満に制限されるため、水平方向に 2mm 以上の可動範囲を持つシール各部が接触・破損することはない。

鉛直方向の地震荷重に対しては

- ・ 非接触シールである第 1 段シールは、通常運転状態で約 $10\mu\text{m}$ 程度の隙間を保って運転しており、地震時に生じる振動に対しても大きな剛性を持つ流体膜が間に存在することから隙間は狭まることはなく、シール面同士が接触・破損することはない。
- ・ 接触シールである第 2 段・第 3 段シールはバネ及び自重により接触状態を保つことから、地震時に生じる振動により破損することはない。

主冷却材ポンプ



渡邊委員 ご質問 4

Q 4. P.20 : 表 5-1(1)-1 をもう少し丁寧に説明してほしい。特に、添付との関係を明確にした説明がほしい（この表における裕度は、添付の何処を見ればよいのか？）。

A 4

各起因事象における耐震裕度については以下の手順で評価を実施した。

まず、ある起因事象が発生する要因となる機器（機能喪失することにより起因事象が発生させる機器）を網羅的に抽出し、それぞれの機器について耐震評価を行い、評価値および許容値から耐震裕度を算出した。抽出した機器のうち、一つでも機能喪失すればその起因事象が発生してしまうことから、それらの耐震裕度のうち一番小さい耐震裕度を持つ機器が各起因事象を最初に発生させる機器となり、その機器が持つ耐震裕度が、その起因事象の耐震裕度となる。それぞれの起因事象ごとに抽出した機器、耐震裕度については添付の通りである。

なお、ストレステストの評価においては、Ss 以上の地震に対してどれくらいの裕度があるかについて評価しており、耐震 B、C クラス設備等の破損により発生する「主給水喪失」「外部電源喪失」については Ss までの地震動で発生すると考え、これらの裕度については 1.0 未満と評価した。

表 5-(1)-1 各起因事象の対象設備及び耐震裕度一覧（地震：炉心損傷）

	起因事象	設 備	裕度(×Ss)	
①	主給水喪失	工学的判断※	1.0未満	添付 5-(1)-6 (1/16)
②	外部電源喪失	工学的判断※	1.0未満	
③	補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	1.75	
④	大破断LOCA	RHR高温側吸込み配管	1.99	(2/16)
⑤	炉心損傷直結	原子炉建屋等	2	(3/16)
⑥	小破断LOCA	1次冷却材圧力バウンダリ接続小口径配管	2.03	
⑦	2次冷却系の破断	主給水系配管	2.13	(2/16)
⑧	格納容器バイパス	蒸気発生器(内部構造物)	2.21	(3/16)
⑨	中破断LOCA	加圧器スプレイライン配管等	2.58	(2/16)

※ 基準地震動以上の場合、主給水ポンプ、碍子等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

耐震裕度評価結果（地震：炉心損傷）

起因事象に関連する設備

	起因事象	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
①	主給水喪失	① 工学的判断							
②	外部電源喪失	② 工学的判断							
③	補機冷却水の喪失	海水ポンプ	屋外	S	機能損傷 (軸受荷重)	N	3.3×10^4	5.9×10^4	1.78
		海水ポンプ現場操作箱	屋外	S	機能損傷	G	2.50	9.00	3.60
		海水ストレーナ	屋外	S	構造損傷	MPa	37	236	6.37
		海水系配管	屋外 C/B E/B	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58
		原子炉補機冷却水ポンプ	C/B	S	機能損傷	G	0.80	1.4	③ 1.75
		原子炉補機冷却水ポンプ現場操作箱	C/B	S	機能損傷	G	2.50	9.00	3.60
		原子炉補機冷却水冷却器	C/B	S	構造損傷	MPa	176	334	1.89
		原子炉補機冷却水サージタンク	E/B	S	構造損傷	MPa	73	334	4.57
		原子炉補機冷却水配管	C/B E/B C/V	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58

⑦	2 次冷却系の破断	主蒸気系配管	E/B C/V	S	構造損傷	MPa	117	257	⑦ 2.19
		主給水系配管	E/B C/V	S	構造損傷	MPa	178※	380	2.13
		補助給水系配管	E/B	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58
④	大破断 L O C A	加圧器	C/V	S	構造損傷	MPa	133	430	3.23
		加圧器サージ管	C/V	S	構造損傷	MPa	210	460	④ 2.19
		RHR 高温側吸込み配管	C/V	S	構造損傷	MPa	181	361	1.99
		SIS 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ高温側配管	C/V	S	構造損傷	MPa	124	342	2.75
		蓄圧タンク注入配管 (C/L 側)	C/V	S	構造損傷	MPa	168	383	2.27
		低圧注入配管 (C/L 側)	C/V	S	構造損傷	MPa	124	342	⑨ 2.75
⑨	中破断 L O C A	加圧器スプレイライン配管	C/V	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58
		CVCS 抽出配管	C/V	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58
		充てん注入ライン配管 (C/L 側)	C/V	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58
		格納容器冷却材ドレン配管	C/V	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58
		高圧注入系配管 (C/L 側)	C/V	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58
		SIS 高圧注入ポンプ高温側配管	C/V	S	構造損傷	MPa	108	279	2.58

※経年変化事象として流れ加速型腐食を考慮し、エルボ下流部などに必要最小肉厚(tsr)まで周軸方向に一樣減肉した状態をモデル化し耐震計算を行い算出

⑥	小破断LOCA	加圧器安全弁配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	464	2.29
		加圧器逃がし弁配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	464	2.29
		1次冷却材圧力バウンダリ接続小口径配管	C/V	S	構造損傷	MPa	228	464	⑥ 2.03
⑧	格納容器バイパス	蒸気発生器（内部構造物）	C/V	S	構造損傷	MPa	213	471	⑧ 2.21
⑤	炉心損傷直結	原子炉建屋	—	—	構造損傷	2×S _s に対して地震応答解析を実施し、許容値と比較			⑤ 2
		原子炉補助建屋	—	—	構造損傷	2×S _s に対して地震応答解析を実施し、許容値と比較			2
		主盤（原子炉盤）	C/B	S	機能損傷	G	0.94	2.00	2.12
		原子炉補助盤	C/B	S	機能損傷	G	0.94	2.00	2.12
		中央制御室外原子炉停止盤	E/B	S	機能損傷	G	1.82	8.70	4.78
		原子炉安全保護計装盤	C/B	S	構造損傷	MPa	21	210	10.00
		原子炉安全保護ロジック盤	C/B	S	機能損傷	G	0.94	3.00	3.19
		安全保護シーケンス盤	C/B	S	機能損傷	G	2.16	10.00	4.62
		ソレノイド分電盤	C/B	S	機能損傷	G	1.72	8.00	4.65
		炉内計装引出管	C/V	S	構造損傷	MPa	134	345	2.57
		炉内構造物	C/V	S	構造損傷	MPa	37	483	13.05
		炉心支持構造物	C/V	S	構造損傷	MPa	168	391	2.32
		原子炉容器	C/V	S	構造損傷	MPa	131	375	2.86

	蒸気発生器	C/V	S	構造損傷	MPa	198	474	2.39
	1次冷却材ポンプ	C/V	S	構造損傷	MPa	171	372	2.17
	制御棒駆動装置	C/V	S	構造損傷	MPa	82	219	2.67
	1次冷却材管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	348	2.67
	電動弁	C/B E/B C/V	S	機能損傷	MPa	148	329	2.22

渡邊委員 ご質問 5

Q 5. P. 21 g 項：収束シナリオとして①、②、③が特定されているが、それぞれのシナリオに対する耐震裕度はどの程度か？（例えば、P.21 の外部電源喪失に対して、③ についてのみ 1.80Ss と記載されているに留まっている）

A 5

外部電源喪失時の収束シナリオ 3 通り（①～③）についてイベントツリーに展開したものが添付 5-(1)-12 である。それぞれの収束シナリオについては以下の手順で耐震裕度を評価した。

例えば収束シナリオ①（説明資料(1/4)）については、それぞれのヘディング（原子炉停止、非常用所内電源からの給電、補助給水による蒸気発生器への給水（電動またはタービン動）、主蒸気逃がし弁による熱放出（自動／手動・中央制御室）、充てん系によるほう酸の添加、余熱除去系による冷却）が全て成功することで成立する。つまり、それぞれが持つ耐震裕度を全て下回る地震の時に成功するシナリオであることから、それぞれの耐震裕度のうち、一番小さい耐震裕度が収束シナリオ①の成立に必要な耐震裕度（1.75）となる。

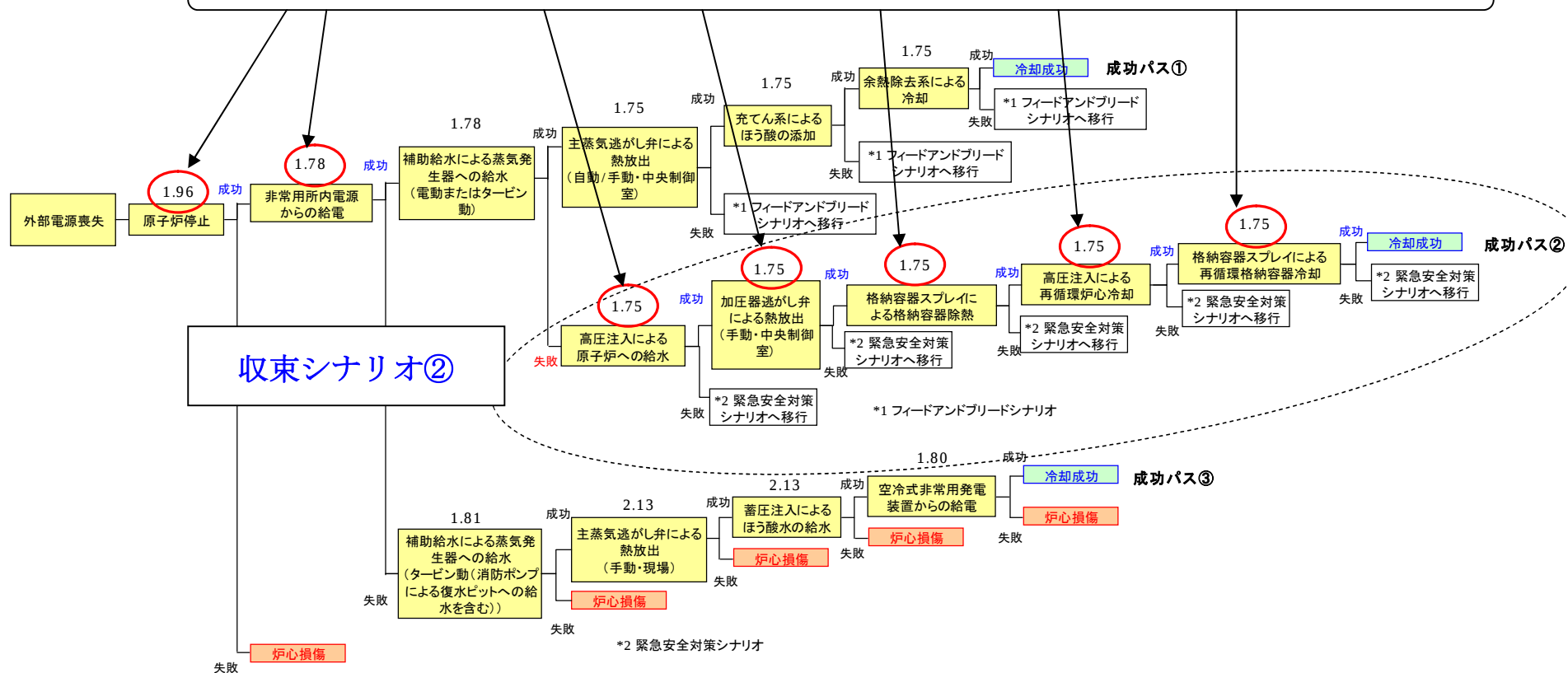
次に、外部電源喪失時の耐震裕度を評価する際には、収束シナリオ①～③のうち、どれか一つが成立すればいいことから、3つのシナリオのうち一番大きい耐震裕度（1.80）が外部電源喪失時の耐震裕度となる。（説明資料(4/4)）



イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価（補機冷却水の喪失）（地震：炉心損傷）

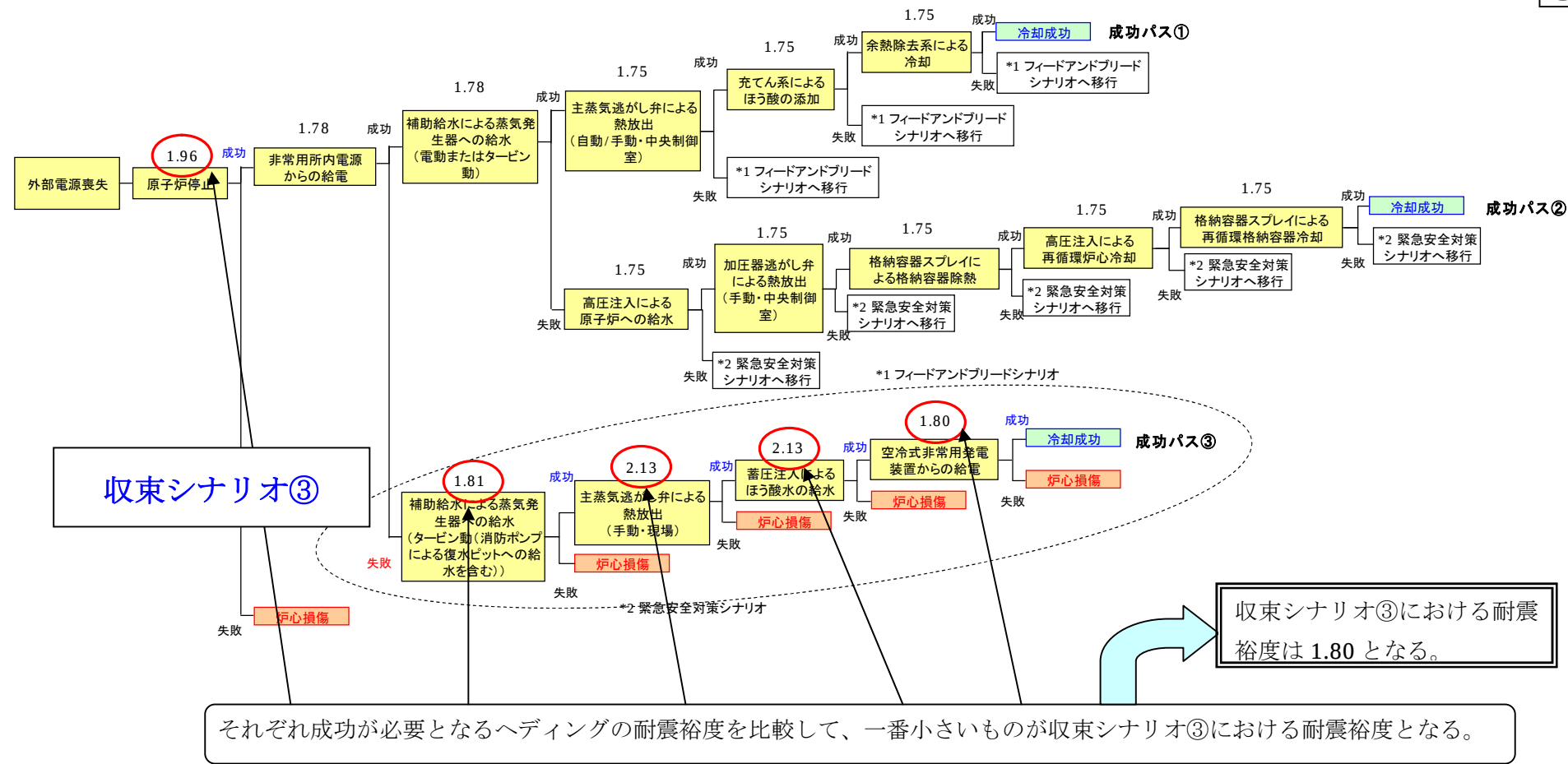
収束シナリオ②における耐震
裕度は 1.75 となる。

収束シナリオ②



イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価（補機冷却水の喪失）（地震：炉心損傷）

起因事象：外部電源喪失



イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価 (補機冷却水の喪失) (地震：炉心損傷)

起因事象：外部電源喪失

収束シナリオ①における耐震裕度は1.75となる。

収束シナリオ①～③のうち、一番大きいものが外部電源喪失失字の耐震裕度となることから1.80となる。

それぞれ成功が必要となるヘディングの耐震裕度を比較して、一番小さいものが収束シナリオ①における耐震裕度となる。

収束シナリオ①

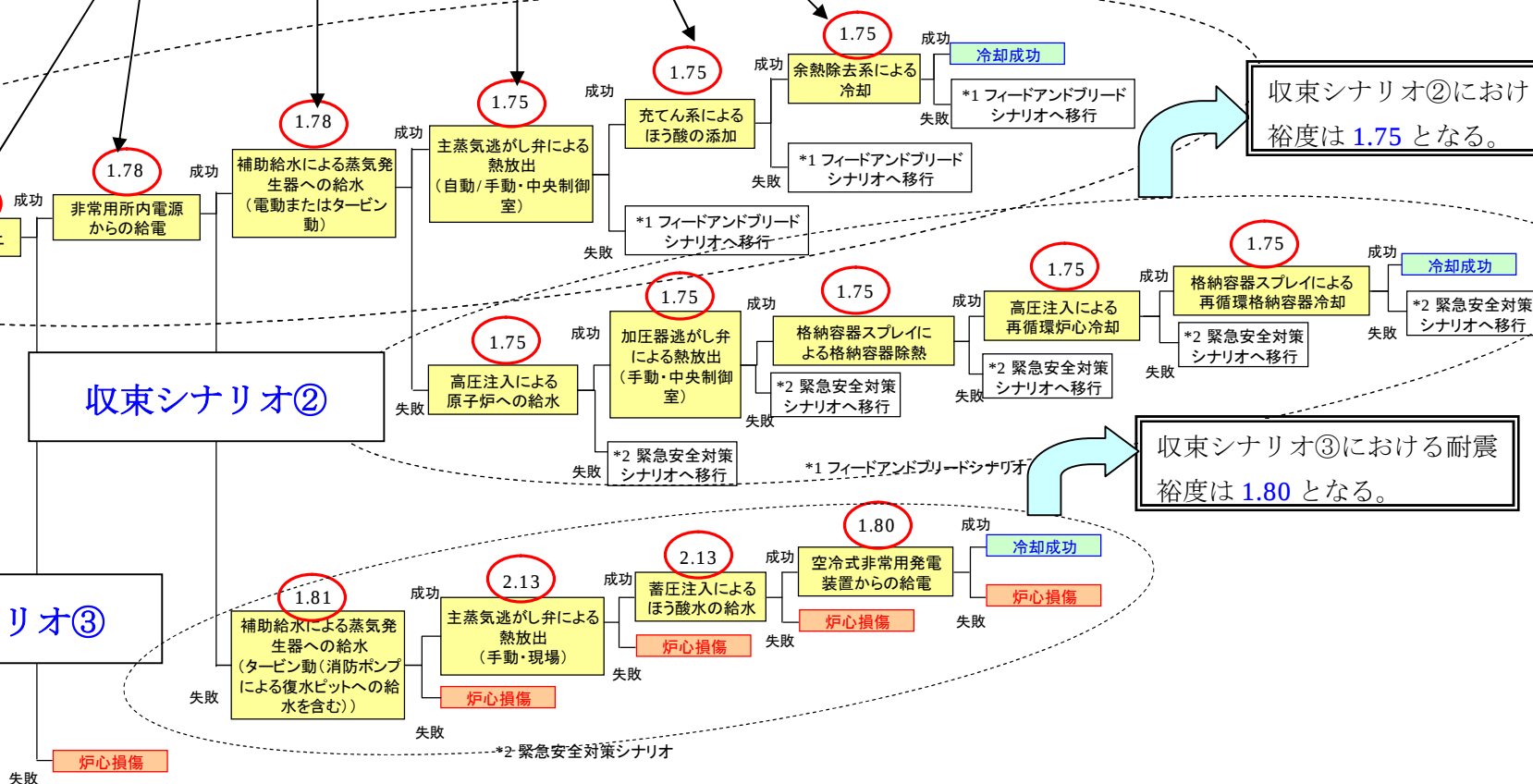
収束シナリオ②における耐震裕度は1.75となる。

収束シナリオ③における耐震裕度は1.80となる。

収束シナリオ③

収束シナリオ②

18



イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価 (補機冷却水の喪失) (地震：炉心損傷)

渡邊委員 ご質問 6

Q 6. P.21 h 項 : ①のシナリオに対する耐震裕度はどの程度か？

A 6

説明資料にある通り、①のシナリオに対する耐震裕度は 1.78 である。
評価方法については Q 5 に同じである。

起因事象：補機冷却水の喪失

収束シナリオ①における耐震
裕度は 1.78 となる。

それぞれ成功が必要となるヘディングの耐震裕度を比較して、一番小さいものが収束シナリオ①における耐震裕度となる。

収束シナリオ①

補機冷却水の
喪失

1.96

原子炉停止

/ 成功

1.78

成功

1.78

成功

2.13

成功

2.13

成功

成功パス①

二、操作

失財

失敗

ॐ

失敗

爐心損傷

失敗

補助給水による蒸気発生器への給水
(タービン動(消防ポンプによる復水ピットへの給水を含む))

失敗

.....

2.13

成功

三注入に

[illegible]

装置からの給

電話		
----	--	--

1.80

成功

冷成功

成功パス②

恒心損傷

失敗

[illegible]

主蒸气

水1-

20

渡邊委員 ご質問 7

Q 7. P.26 : SFP の収束シナリオの耐震裕度はどの程度か？（「緊急対策により地震による特段の耐震裕度は特定されない」との記載があるが、この趣旨が理解できない）

A 7

SFP の燃料に対する評価において、最終的に使用できる収束シナリオは、緊急安全対策により整備した可搬式消防ポンプおよびホースを用いて海水を SFP に直接供給するシナリオである。

これらの設備については、トンネル内に保管されており、地震後に運搬・地面に直置したポンプにホースをつなぎ込んで運用することとなるが、ポンプは比較的重心の低い転倒しにくい形状である上、可搬式であり運搬時に想定される相当の衝撃には耐える製品であること、さらに予備品も有していることから、問題ないと考えられる。

保管されているトンネルは岩盤内にあり、耐震性が高いことから、トンネルが大規模に崩落することはないと考える。

また、消防ポンプの燃料となるガソリンの保管庫は、S クラスで設計しているわけではないが、壁式鉄筋コンクリート構造平屋建て、かつ屋根は折板葺きの軽量構造になっており、大きな地震に対しても相当の耐力を有していると考えられる。仮に建屋が損傷した場合でも、貯蔵しているドラム缶については、2.6 m の落下や約 1 トンの積重に対して健全性を維持する構造であり、落下物の重量に対して破損することはないと考えられる。

一方、直接燃料損傷に至ると判断される耐震裕度として、使用済燃料ピットの裕度が 2 であることから、本評価ではこの値をクリフエッジとしているものである。

渡邊委員 ご質問 8

Q 8. 添付5-(1)-3(2/48)：原子炉建屋については、工事計画認可の評価に用いた質点系モデルを改良して応答解析を行っているのに対し、原子炉補助建屋については3次元FEMを用いている。この理由は何か？ また、原子炉補助建屋について、3次元FEMと多質点系モデルを組み合わせる応答解析を行っているが、こうした方法は一般的か？

A 8.

原子炉補助建屋は工事計画認可においては一軸多質点系SRモデルにて地震応答解析している。H18耐震審査指針改定に照らした耐震バックチェックにおいては、最新の知見を反映すべく下記に示す原子炉建屋の変更と同様の高度化を行っている。それに加え、原子炉補助建屋においては基準地震動増大により、地震応答解析の適用範囲を超える（接地率の減少）こととなったため、建屋―地盤の相互作用は地盤の3次元モデルにより評価し、基礎と地盤間に付着力を考慮したモデルとしている。

このモデルは高浜発電所3，4号機原子炉補助建屋（中間建屋）および大飯3，4号機原子炉補助建屋に初めて採用しているが、建屋は質点系モデルで評価できること、付着力を考慮するため地盤を3次元FEMにモデル化していることから、組み合わせ地震応答解析を行っており、妥当な解析モデルであると考えている。

[原子炉建屋のモデルの変更]

項目	内容	工認時	今回評価	参考
入力地震動の算定法	水平	基準地震動直接入力 (S1:時刻歴モーダル法、S2:直接積分法)	基準地震動直接入力(直接積分法)	—
	鉛直	—	基準地震動直接入力(直接積分法)	—
建屋のモデル化	モデル	・PCCV、I/C、E/BおよびS/G 並列多質点系SRモデル	・PCCV、I/C、E/BおよびS/G 並列多質点系SRモデル	—
	材料物性	・コンクリートのヤング係数(SI換算) (PCCV) $E_c=30.9 \text{ kN/mm}^2$ (I/C、E/B) $E_c=25.2 \text{ kN/mm}^2$ ・コンクリートのポアソン比 $\nu=1/6$	最新の各規準に基づき再設定 ・コンクリートのヤング係数(SI換算) (PCCV) $E_c=29.0 \text{ kN/mm}^2$ (I/C、E/B) $E_c=24.3 \text{ kN/mm}^2$ ・コンクリートのポアソン比 $\nu=0.2$	①
	剛性評価	耐震壁のみを考慮	同左	—
	減衰定数	PCCV: 3%、RC: 5%、S: 2%(E/B) S/G: 3%	PCCV: 3%、RC: 5%、S: 2%(E/B) S/G: 3%	—
地盤のモデル化	底面ばね	水平および回転ばねを考慮 バルカン式	水平および回転ばねを考慮 振動アドミタンス理論に基づく近似法	②
	側面ばね	考慮せず	同左	
非線形特性	耐震壁	S1: 考慮せず	非線形特性を考慮	②
		S2: PCCVのみ非線形特性を考慮		
	底面ばね	考慮せず	基礎浮き上がりによる幾何学的非線形性考慮	

具体的な反映事項（表の参考欄に対応）

①ヤング係数及びせん断弾性係数については、「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」(1999年日本建築学会)に基づき再計算、原子炉格納容器の物性値を「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年日本機械学会)に基づき変更

②「原子力発電用耐震設計技術指針」(日本電気協会 JEAG4601-1991追補版)

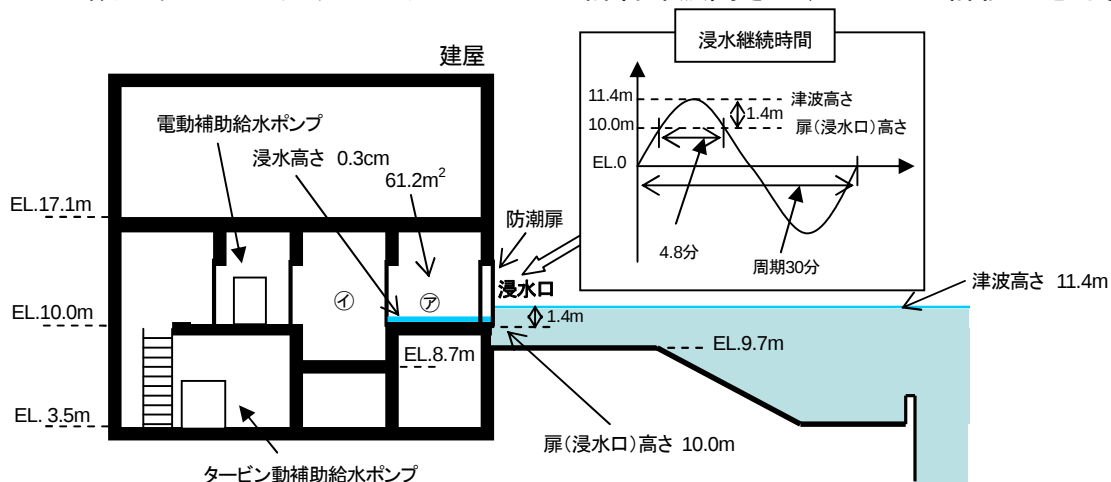
Q 9 .

P.33 の①～⑥の方法で評価したものが、許容津波高さとなることであるが、具体的な評価例を示してほしい。文章だけの説明では具体的なイメージが掴めないの
で、可能であれば図を使って説明してほしい。

A 9 . 本報告書添付の許容津波高さ評価結果は、扉等からの浸水を考慮せずに評価しており、その許容津波高さで影響を受ける設備が建屋内に設置されている場合においては、浸水を考慮した場合に比べ、過大評価している可能性がある。よって、その評価結果の妥当性を確認するために、P.33 の①～⑥の手順によって、浸水量を評価して、クリフエッジとしての許容津波高さを再評価する。

今回の評価では、許容津波高さの最も小さい設備は電動及びタービン動補助給水ポンプで許容津波高さは 11.4m となったが、これらは建屋内機器のため、当該設備を対象に下記①～⑥の手順で再評価を行った。

- ① 当該設備の設置区画は、建屋外部に面しておらず、複数の区画(㉗～㉙)を介して浸水する。そのため、まず建屋外部に面する区画㉗の浸水高さを評価した。区画㉗の扉(浸水口)高さ(10.0m)及び津波高さ(11.4m)から、浸水口が浸水を受ける時間(浸水継続時間)を計算する。
計算に際しては、保守的に、周期 30 分の正弦波 1 波の津波を想定し、扉が浸水を受ける浸水継続時間を算出した。【浸水継続時間 4.8 分】
- ② ①の浸水継続時間中の浸水口に対する津波の水位及び当該扉の仕様をもとに、区画㉗への浸水量を算出した。【浸水量 0.13m³】
- ③ ②の浸水量及び区画㉗の面積(61.2 m²(出入口付近のみ))から、当該区画の浸水高さを算出した。【浸水高さ 0.3cm】
- ④ つまり、建屋の出入り口付近が 0.3cm 程度浸水するだけであり、電動及びタービン動補助給水ポンプは浸水せず機能喪失しないと評価できる。
- ⑤⑥ よって、11.4m は緊急安全対策として実施したシール施工範囲としての高さであるため、この高さを越えると瞬時に浸水し、機能喪失すると仮定することから、電動及びタービン動補助給水ポンプの許容津波高さは 11.4m と評価できる。
当該設備以外の設備等については、それ以上の高さにあり、かつ浸水経路を考慮すると、電動及びタービン動補助給水ポンプが一番初めに浸水することから、当該プラントのクリフエッジとしての許容津波高さは、11.4m と評価できる。



再評価の計算過程

○ 浸水継続時間

$$\text{浸水継続時間の計算式} \quad t = T \left\{ \frac{1}{2} - \frac{1}{p} \sin^{-1} \left(\frac{B}{H} \right) \right\}$$

ここで、 t : 浸水継続時間[min]、 T : 津波周期[min]、
 B : 当該区画の浸水口高さ[m]、 H : 津波高さ[m]

津波周期 30 分、扉高さ 10.0m、津波高さ 11.4m より、

$$t = 30 \left\{ \frac{1}{2} - \frac{1}{p} \sin^{-1} \left(\frac{10.0}{11.4} \right) \right\} = 4.8[\text{min}]$$

○ 区画㊦への浸水量

区画㊦には建屋外部に面した既存の扉・シャッターの2つの浸水口がある。この2つの浸水口の前面にはシールゴムを施した防潮扉を追加設置しているため、建屋内部への浸水はほとんど無いと考えられるが、既存扉へのシール施工と同等の水密性であると保守的に仮定する。

$$\text{シールを施工した扉の浸水量計算式} \quad Q = A' \sqrt{h}$$

ここで、 Q : 単位時間あたりの浸水量[m³/h]、
 A' : 定数[m^{5/2}/h] (両開き 1.5、片開き 0.1)
 h : 浸水口に対する津波の水位[m]

$$(h = H \sin \left(\frac{2pt'}{T} \right) - B \quad t' : \text{時刻}[\text{min}])$$

扉前面の防潮扉は片開き、シャッター前面の防潮扉は両開き より、

$$\text{扉部の防潮扉} = \int (0.1 \times \sqrt{h}) dt' \cong 0.0074 \cong 0.01[\text{m}^3]$$

$$\text{シャッター部の防潮扉} = \int (1.5 \times \sqrt{h}) dt' \cong 0.111 \cong 0.12[\text{m}^3]$$

$$\text{浸水量合計} = 0.01 + 0.12 = 0.13[\text{m}^3]$$

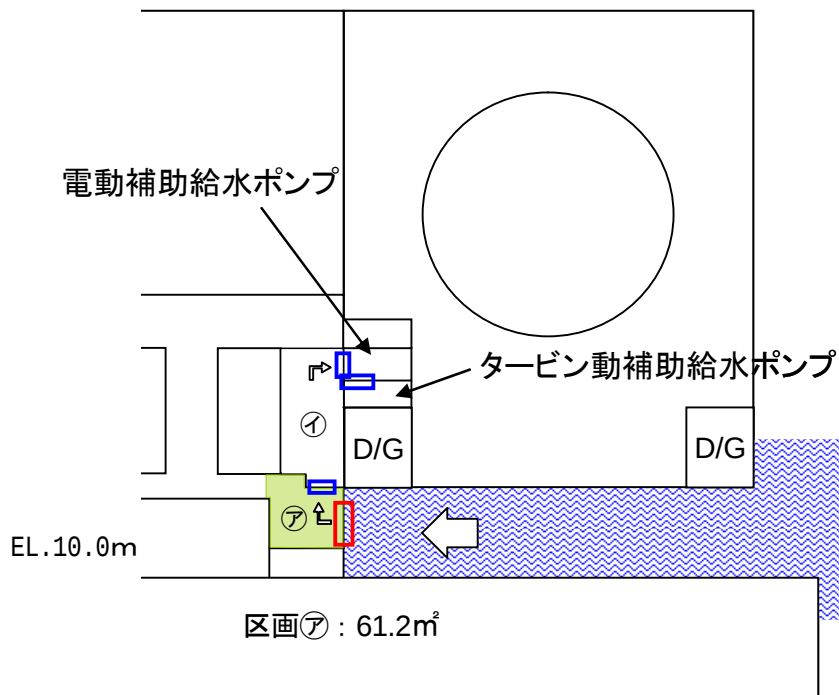
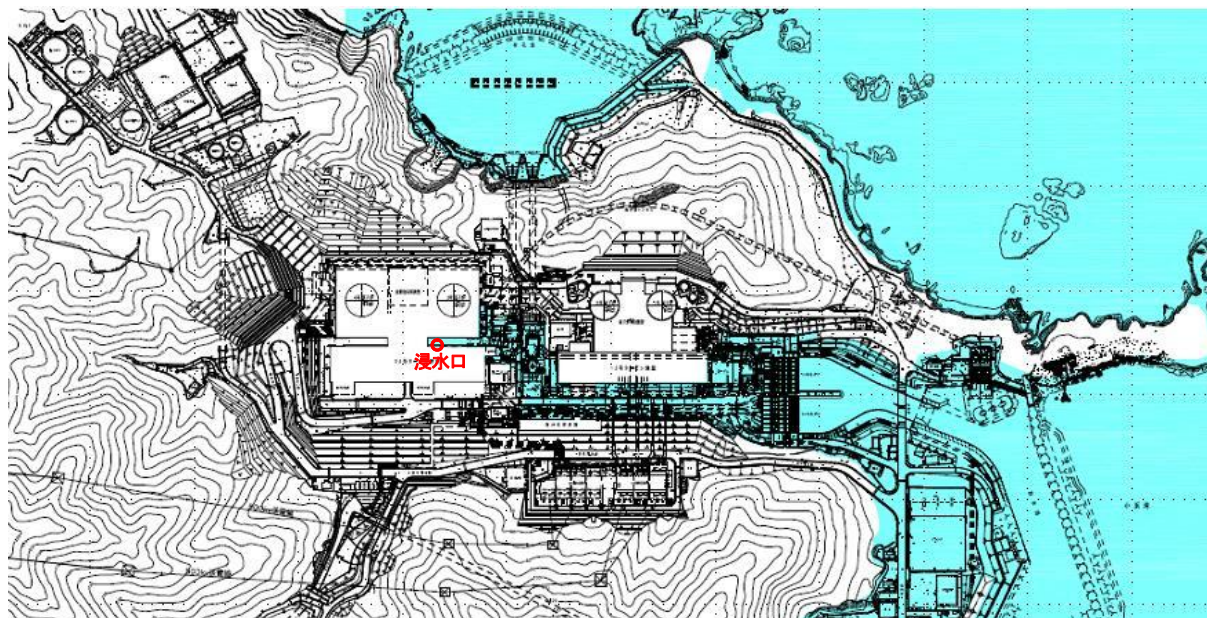
○ 区画㊦の浸水高さ

区画㊦の面積 61.2 m² (出入口付近のみ) より、

$$\text{浸水高さ} = 0.13 \div 61.2 \times 100 \cong 0.3[\text{cm}]$$

電動及びタービン動補助給水ポンプへの浸水経路

当該プラントは、若狭湾からの津波に対して、山が取り囲むような配置となっており、想定する津波は、東側にある取水口方向から敷地に対して浸入すると考えられるが、建屋外部に面した扉及びシャッターは津波に正対していないため破損を考慮しない。



渡邊委員 ご質問 10

Q 10

添付 5-(2)-5：多くの機器について、浸水口高さが対策前後で 10.0 m から 11.4m と高くなっており、これは、シール等の施工による浸水防止効果を考慮した結果と思われるが、具体的にはどのような施工を行ったのか？（単なる浸水ではなく、動的な力を伴うような津波でも十分な浸水防止効果が期待できるのか？）

A 10.

添付 5-(2)-5 における浸水口高さ（対策前、対策後）は、緊急安全対策前後における浸水口高さを表しており、扉や貫通部へのシール施工等による浸水防止効果を考慮したものである。

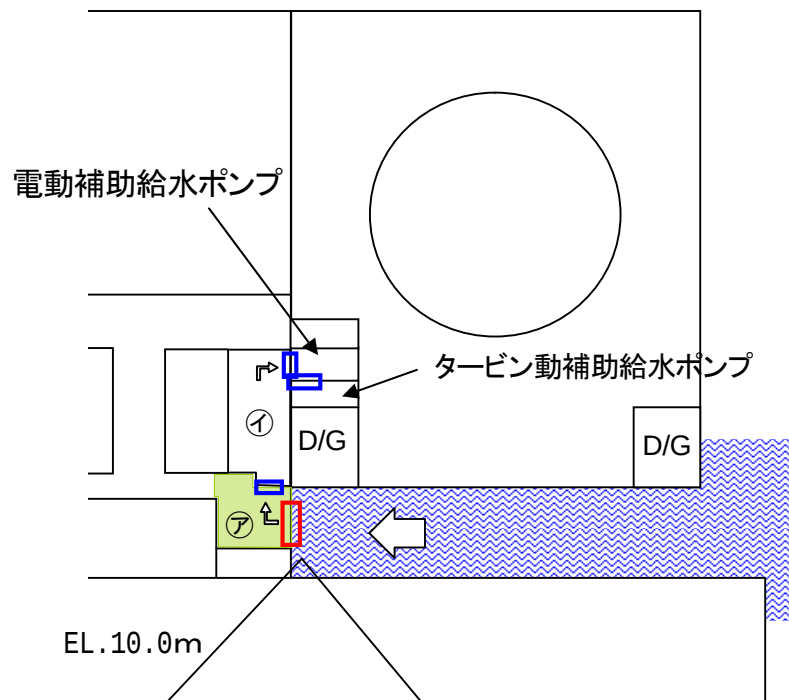
緊急安全対策では、建屋配管貫通部には、シリコン等による充てんタイプシール材を充てん処置している他、建屋扉の隙間には、クロロプレンゴムによりシール施工している。

また、現時点においては、電動及びタービン動補助給水ポンプ室への浸水経路のうち、緊急安全対策を実施した当初の扉とは別に、建屋への浸水口である制御建屋の外部に面した既存の扉・シャッターの前面に、シール施工した防潮扉を追加設置することで、浸水防止効果を高めている。

なお、制御建屋の外部に面した防潮扉を対象に浸水量を計算した結果、 0.13m^3 と微量であり、クリフエッジへの影響がないことを確認している。

大飯発電所は、山が取り囲むような配置となっていることから若狭湾からの津波は取水口方向から敷地に浸入すると考えられる。今回評価した制御建屋外部に面した防潮扉は浸入してきた津波に対して正対していないことから、津波の動的な力を考慮する必要がないと判断しており、これらの対策について、津波の動的な力は考慮したものではない。

緊急安全対策の施工例



渡邊委員 ご質問 1 1

Q 1 1 .

添付5-(2)-5：設置高さと浸水口高さを比べて大きい方を許容津波高さとして
いるように見えるが、P.33の①～⑥の評価との関係はどうなっているのか？

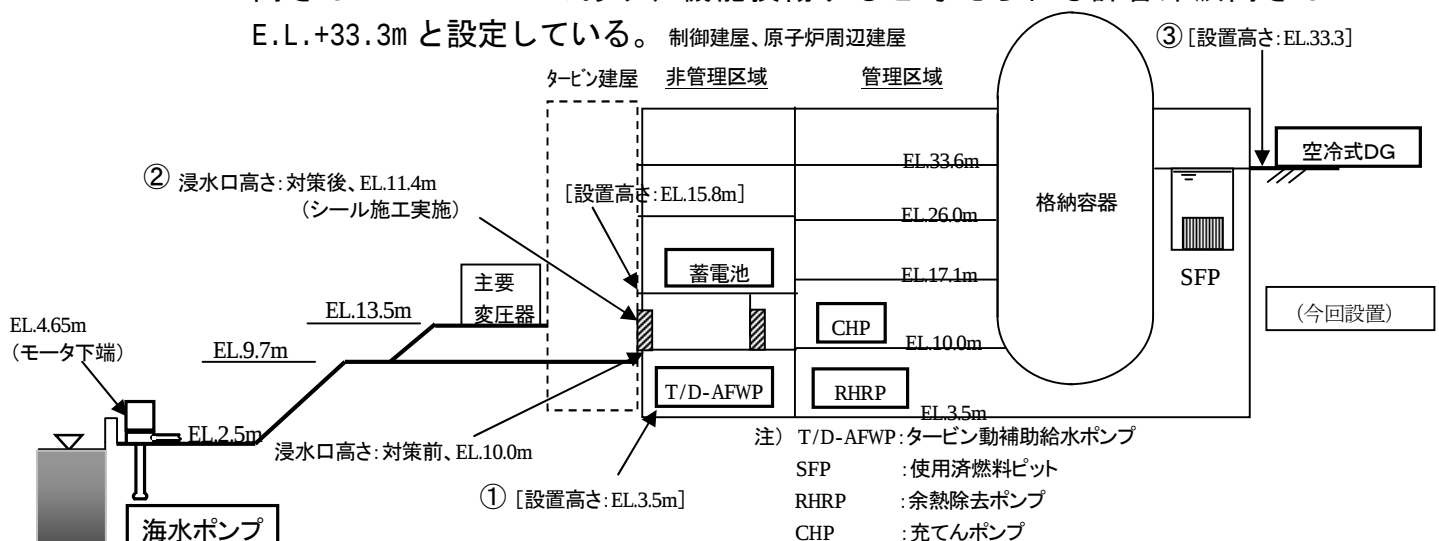
許容津波高さを決めるに当たって、幾つかのパターン（例えば、設置高さと浸水
口高さとの位置関係。設置高さと区画内最大浸水レベルとの位置関係）があるの
ではないかと思っているが、もしそうしたパターンがあるのであれば、それぞれごと
に代表例で説明してほしい。（P.33の①～⑥の説明が理解できれば、この疑問はク
リアされるかもしれませんが）

A 1 1 . 添付 5-(2)-5 は、設備の設置高さと当該設備に対する浸水口の高さを調査し、
高い方を許容津波高さとして設定している。この評価は、機器毎に浸水量評価
を行うものではなく、シール施工等を実施した高さまでは浸水しないものとし
て評価したものである。この高さ情報をもとに各起因事象の収束シナリオを評
価した結果、電動及びタービン動補助給水ポンプがクリフエッジ機器となった。
当該設備は建屋内に設置されており、扉等からの浸水を考慮せずに評価したた
め、過大評価している可能性があることから、P.33 の①～⑥の手順によって
クリフエッジとしての許容津波高さを再評価している。

「設置高さ」は、屋内機器については各機器が設置されているフロアレベルを、
屋外機器については各機器が設置されている敷地高さを記載している。

「浸水口高さ」は、屋内機器については当該機器が設置されているフロアへの
浸水経路となる開口部や扉等の高さを、屋外機器については津波の浸水により
当該機器が機能喪失すると考えられる高さを設定している。また、「許容津波
高さ」は、設置高さと浸水口高さ(対策後)の高い方の値を採用している。具
体的には、屋内機器の一例として、①タービン動補助給水ポンプは設置高さとし
て E.L.+3.5m のフロアに設置されているが、②当該機器への浸水が考えられる
開口部等の高さは E.L.+11.4m であり、当該機器に関する許容津波高さは
11.4m と設定している。

また、屋外機器の一例として、③今回設置した空冷式非常用発電装置の設置
高さは E.L.+33.3m であり、機能損傷すると考えられる許容津波高さは
E.L.+33.3m と設定している。



大飯3号機の敷地レベルと主要な機器等の配置レベル

渡邊委員 ご質問 12

Q 12

添付5-(2)-5：屋外設備について、浸水口高さが、対策前は「－」となっていて、対策後は設置高さと同じ数値が記載されているが、これらは、どういった対策によるものなのか？（囲いのようなものを造ったということか？）

A 12.

屋外設備において、対策前を「－」と記載している設備は、今回の緊急安全対策において設置したものであり、対策前を「－」と記載するとともに今回設置した高さを対策後として記載している。

対象機器	対策前	対策後
可搬式消防ポンプ、ホース	－	62.8m
可搬式消防ポンプ用燃料	－	14.4m
空冷式非常用発電装置	－	33.3m
空冷式非常用発電装置 中継・接続盤	－	33.3m
空冷式非常用発電装置 接続盤	－	33.3m

西川委員 ご質問 1

Q 1. 建屋の応答は S_s に対してのみ行っているようであるが、機器系の裕度の約1.8倍との整合はあるのか。 S_s を大きくすると、機器系の応答も影響を受けるものと考えられるが。また、特に中央制御室が1.8倍の S_s に対して安全に機能するのか示す必要があるのではないか。

A 1.

今回の地震評価では、機器系については安全機能をもつ各々の設備について、 S_s でどの程度の裕度を有するかという観点から行っている。

一方 建屋の評価は S_s 時、非線形領域まで応答していることから、2倍の S_s で地震応答解析を実施している。なお、解析モデルは原子炉建屋、補助建屋とも耐震BCと同じモデルである。

このとき、最大応答せん断ひずみは R/B においては最大で 4.0×10^{-3} 程度、 A/B で 3.5×10^{-3} 程度となっている。この値は評価基準値である 4.0×10^{-3} とほぼ等しいか下回っており、耐震壁が性能喪失することはないと言える。

2倍の S_s の評価においては塑性化することにより、エネルギー吸収の増大により、応答値は S_s 時の2倍程大きくはならない傾向にある。

また、応答が長周期側にシフトするものの、一般的に機器の固有周期は短周期側にあるため、その影響は小さいと考えられる。

中央制御室は原子炉補助建屋（制御建屋）内にあり、上記のとおり2倍の S_s に対して耐震壁が性能喪失することはないことを確認している。また、盤については、今回の評価において裕度評価を行っており、裕度2以上あることを確認している。さらに、中越沖地震における知見を踏まえ、地震時の照明の落下防止対策を実施済みである。

【建屋の評価基準値】

建屋の評価基準値は、機器・配管系の支持機能、ピット部のステンレスライニングの漏洩防止機能についても検討したうえで、JEAC4601-2008における耐震壁の終局せん断ひずみ度 4.0×10^{-3} としている。

以 上

西川委員 ご質問 2

Q 2. 天正地震による津波に対する見解を示す必要があるのではないか。

A 2.

『兼見卿記』やフロイスが書いたという『日本史』にある天正地震(1586年)の記述(若狭国の長浜と称する町に津波が押し寄せたとの言い伝えが記載)については承知しているが、各種の歴史史料等を取りまとめて編集された『日本被害地震総覧』では、天正地震の震源地は岐阜県北西部とされており、『日本被害津波総覧』には天正地震による津波についての記述が無い。

また、天正地震に関する最新の研究成果が紹介された「1586 年天正地震シンポジウム 予稿集(2010 年11 月27 日、日本活断層学会主催)」によれば、天正地震の震源断層の可能性のある断層として御母衣断層、阿寺断層、養老・桑名断層等が挙げられているが、福井県や若狭湾付近の活断層が活動したことについては記載されていない。

以上より、当社としては天正地震によって若狭湾に津波が生じた可能性は低いと判断している。

しかしながら、若狭湾付近の過去の津波の痕跡の情報を蓄積することを目的として、若狭湾沿岸における津波堆積物調査を実施している。

調査対象としている地層全体の試料分析・総合評価を完了するには、1年程度必要と考えているが、約400年前に発生した天正地震による津波の痕跡の有無については、対象とする地層の深度が比較的浅いため、年内を目処に結果を取りまとめ、報告したいと考えている。

また、11月11日に原子力安全・保安院殿からも、若狭地域の既往津波に関する調査とそれを踏まえた津波の影響評価の指示を受けており、今後上記調査結果も踏まえ、施設の安全性評価に適切に反映する所存である。

(参考)

●『兼見卿記』の記載:「日本の歴史地震史料」拾遺三 宇佐見龍夫編集

平成17年3月(非売品)

丹後・若州・越州浦邊波ヲ打上在家悉押流、人死事不知數云々

(丹後、若狭、越前など若狭湾周辺に津波があり、家が流され多くの死者を出した)

●『日本史』の記載:新収 日本地震史料 第一巻 東京大学地震研究所 昭和56年3月

若狭国には海に沿って、やはり長浜(小浜の誤記か)と称する別の大きい町があった。そこには多数の人々が入りし、(盛んに)商売が行なわれていた。人々の大いなる恐怖と驚愕のうちにその地が数日間

揺れ動いた後、海が荒れ立ち、高い山にも似た大波が、遠くから恐るべき唸りを発しながら猛烈な勢いで押し寄せてその町に襲いかかり、ほとんど痕跡を留めないまでに破壊してしまった。(高)潮が引き返す時には、大量の家屋と男女の人々を連れ去り、その地は塩水の泡だらけとなって、いっさいのものが海に呑みこまれてしまった。

●最新版 日本被害地震総覧[416]—2001 宇佐見龍夫 東京大学出版会 2003

078 1586 I 18 (天正 13 XI 29) 亥下刻 織内・東海・東山・北陸諸道 $\lambda = 136.8^\circ \text{E}$ $\varphi = 35.6^\circ \text{N}$ (C) $M \approx 7.8 \pm 0.1$ 飛騨白川谷の保木脇で大山崩れ、帰雲山城埋没し、城主内ヶ島氏理以下多数(1500 余人という推定もある)圧死。白川谷全体で倒家埋没 300 余戸。明方村の水沢上で地這りあり。越中木船城(高岡市の南西)三丈ばかりゆり沈め崩壊。城

主前田秀継(右近)以下多数圧死ともいう。山崩れのため富山県庄川町で庄川が堰きとめられ 20 日間水が流れなかった。大垣で城崩れ潰家多く、出火、城中残らず焼失。尾張の長嶋で城の本丸・多門倒れ民家の涌没多し。近江長浜で城主山内一豊の幼女圧死。城および城下の大半潰れ出火。京都では東寺講堂・灌頂院破損、壬生の堂倒れ、三十三間堂の仏像 600 体倒るという。木曾川下流で民家のゆりこみ、亡所となるどころ多し。阿波にも地割れを生じたという。余震は翌年まで続く。『家忠日記』によると三河で翌年 2 月 8 日まで連日余震。その後、2 月 11・12・18 日、3 月 9・10・30 日も地震。ただし毎日の地震回数は不明。京都でも 1 月 17~18 日ころまで連日余震。その後回数は減ったが余震は約 1 年余続いた。飛騨・近江・美濃・濃尾・各山地帯で土地のゆりこみ、涌没多し。これは液状化現象であろう。紀伊半島・三河渥美郡・京都・奈良では翌 30 日丑の刻にも大地震。これは余震か?あるいは別の地震か不明。震央は震度 VI の地域の中心と考えておく。 M は決めにくい。確実に震度が VI 以上の地域の半径 $\approx 100 \text{ km}$ とすると $M \approx 7.7$ となる。いろいろと解明すべき点のある地震。御母衣(白川)断層のほか阿寺・養老・桑名・四日市の各断層も動いた。図 078-1 は推定震度。(☆)(#) [参考:安達正雄, 1979, 白山大地震により埋没した「帰雲城」と「木舟城」第 6 部, 日本海学会誌, No. 3, 61-76; 八木伸二郎・伊藤英文・上田さち子, 1984, 天正地震——特に濃尾・近江・越中の被害について, 大阪府立大学歴史研究, No. 23, 1-53]

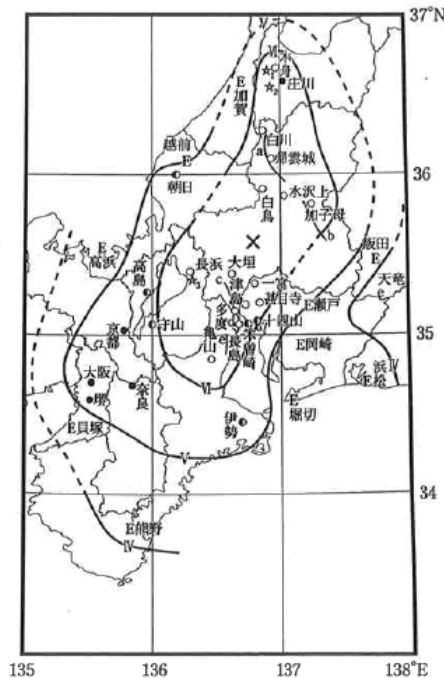


図 078-1 震度分布。実線は断層。a 白川(御母衣), b 阿寺, c 養老, d 桑名, e 四日市
☆は関連遺跡 1. 木船城址 2. 金屋南遺跡 3. 長浜町遺跡

井野委員 ご質問 1

Q 1. 報告書において、前提となる基準地震動についての説明が添付5-(1)-2にあるが、700ガルとされた基準地震動の信頼性やその評価の幅についてなんら記述がなく、敷地近傍の2本の海底活断層に連続して陸側の熊川活断層が同時に動く可能性の評価もなされていない。その際の地震規模では、敷地内の揺れは基準地震動の何倍になるのか。ストレステストという以上、そのような場合の評価をし、その後の設備・機器の応答と組み合わせて全体的評価をおこなうべきではないのか。また、敷地内に多数走っている断層が動けば重要設備・機器の支持基盤が喪失する怖れがある。その場合、何が起こるのか、その評価も必要ではないのか。

A 1.

- 当社は、平成18年9月19日付けで原子力安全委員会により「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が改訂されたことに伴い、既設発電用原子炉施設の耐震安全性評価（以下「耐震バックチェック」という）を実施しており、これまでに活断層評価、基準地震動Ssの策定及び主要な施設の耐震安全性評価について、平成20年3月31日に保安院に耐震安全性評価結果中間報告書を、平成21年3月31日に中間報告書（追補版）を提出し、国による審議を受けて、平成22年11月25日に「大飯発電所 耐震安全性評価結果（原子力安全・保安院での審議状況の反映）」を提出、平成22年11月29日に「耐震安全性にかかる評価について（基準地震動の策定及び主要な施設の耐震安全性評価）」を受領している。

大飯発電所の基準地震動としては、断層上端深さ等の不確かさを考慮するとともに、アスペリティの位置を敷地に近くなるように配置するなどして地震動評価を実施し、上記の通り、国の厳格な審議結果を踏まえて策定しているものであり、評価が不十分であると考えていない。

- ご指摘の敷地近傍の2本の海底活断層（F O－A， F O－B）と熊川断層の連続性については、詳細に調査を実施した結果、同時活動を考慮する必要はないと考えている。具体的には、
 - ・ F O－A断層の南端位置については、海上音波探査結果より大島半島沖合いから南へは延伸していないことを確認している。また、熊川断層の西端位置については、小浜湾から約2 km陸に入った小浜市和久里において反射法地震探査やボーリング調査等を行い、熊川断層が延伸していないことを確認している。
 - ・ 熊川断層とF O－A断層との間の小浜湾において海上音波探査を実施し、両断層が連続するような地質構造が認められないことを確認している。
- なお、原子力安全・保安院もクロスチェックの観点から小浜湾において海上音波探査を実施し、当社と同様の評価をされているとともにこの評価については国の審議において了承を得ている。
- ストレステストの評価においては、地震動評価とは関係なく発電所として想定する地震動をあげていった場合に、どこまで耐えられることを確認したものである。

- 大飯発電所の敷地に認められる破碎帯の走向はN-S～NE-SWが卓越し、そのうち最も延長が長いF-6破碎帯について、海岸で露頭観察を行った結果、断層面は湾曲し、破碎部は固結ないし半固結し、明瞭な粘土状破碎部が認められなかった。また、本露頭でブロックサンプリングを行い変形組織の観察を行った結果、破碎部は地下深部で形成されたカタクレーサイトからなることがわかった。さらに設置許可申請時には、トレンチ調査によりF-6破碎帯は上載層である中位段丘相当の段丘堆積物に変位を与えていないと評価しているが、この上載層についても中位段丘相当であることを改めて確認した。以上のことから、F-6破碎帯は後期更新世以降に活動したものであると評価しており、その評価について国の審議においても妥当と判断されている。
- したがって、ストレステストにおいてその活動を評価すべきものではないと考えている。

以上

井野委員 ご質問 2

Q 2. 西川委員の質問（資料4-3-1、p 23）にも関係すると考えるが、報告書では、基準地震動 S_s に対する機器の応答（発生応力）が許容値の α 倍であるという評価をしている。これは、基準地震動を α 倍して評価したことになるのか。地震動が建屋基礎版に達し、建屋の応答を経て機器に達する途中で、非線形な応答があればそうならないのではないのか。また、非線形応答が含まれる場合は、力だけでなく変位の評価も加える必要があるのではないのか。

保安院が7月に示した「発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価」（参考2）には、p 4にフィードバック付の評価フロー図が描かれていて、p 9には「想定する地震を徐々に大きくし、機器の故障により冷却ができなくなる限界の地震の大きさを評価」と書かれている。そのような作業を実施しているのか。

A 2.

- 今回の評価では、機器系については安全機能をもつ各々の設備について、 S_s の α 倍の地震動に対する応答解析に基づく評価ではなく、 S_s でどの程度の裕度を有するかという観点から行っている。

一方 建屋の評価は S_s において、非線形領域まで応答していることから、2 倍の S_s で地震応答解析を実施している。

2 倍の S_s の評価においては建屋が塑性化することにより、エネルギー吸収が増大することから、応答値は S_s 時の 2 倍程大きくはならない傾向にある。また、応答が長周期側にシフトするものの、一般的に機器の固有周期は短周期側にあるため、その影響は小さいと考えられる。

ただ、ご指摘のとおり建屋変位量は塑性化により2倍より大きくなる可能性があり、建屋変位量は建屋間の相対変位に影響を及ぼす。

建屋間相対変位は建屋間をわたる配管の疲労に影響を及ぼすが、過去の実証試験の結果から、許容値を超えて疲労損傷に至るまでの裕度は8倍以上存在することが確認されていることを考慮すれば、仮に相対変位が大きくなったとしても問題となることはない考える。

- 評価作業においては上記のとおり、機器については S_s に対する評価、建屋については $2S_s$ に対する評価を行い、それぞれ裕度を評価している。

今回の評価では、それらの個々の耐震裕度評価結果をもとに、徐々に地震動を大きくした場合、裕度を越えた施設については損傷するとして、原子炉施設のシステムで見たときの耐震裕度を算出しているものである。従って、ご指摘の資料におけるフロー図の考え方に基づく評価を行っている。

以上

井野委員 ご質問3

Q 3. 保安院作成の実施計画書には、「評価は、報告時点以前の任意の時点の施設と管理状態を対象に実施する」という説明文が書かれている。現時点での管理状態が重要であると考えるが、ストレステスト実施に当たり、新たに設備・機器のチェックをどのように行ったのか。具体的にどの機器について管理状態のチェックをどのように行ったか、説明を求める。

報告書p7に「地震に係る評価については経年評価を考慮する」とある。対象箇所を、どのように考慮したのか、すべて列挙し、個別機器の裕度表の中に記載していただきたい。

報告書p6(3)に「許容値が最終的な耐力に比して余裕をもって設定されている場合については、必要に応じ、技術的な可能な範囲においてその余裕を考慮した値を用いることにする。」とあるが、それは予め決められたルールをないがしろにするものであり、ストレステスト手法として不適切と考える。もし、そのような箇所があるのならば、すべて列記していただきたい。P15のミルシート値の適用についても同様である。

A 3.

○原子力発電所の機器等については、継続的に保全活動を行い、点検等で設備状態を確認するとともに、取替や手入れ等により機能維持を図っているが、経年変化によって地震による応力評価に影響が生じる可能性のある箇所については、経年変化を考慮した評価を行っており、その他の設備・機器は設計時の条件で評価を行っている。

○ストレステストの耐震評価において考慮すべき経年劣化事象については、点検・検査、予防保全工事、取替工事等の保全実績を勘案し、現状の評価として考慮すべき事象について検討した結果、配管内面に腐食減肉が発生しており、定期的な肉厚計測による管理のもとプラントを運転している、主給水配管の減肉事象が抽出された。したがって、本腐食減肉による強度上の影響、応答上の影響をストレステストの評価に考慮しており、報告書 添付5-(1)-6にその旨記載している。

○ストレステストは、7月6日付原子力安全委員会「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について」に記載されているように、設計上の想定を超える事象に対するプラントの頑健性を、これまでのPSA知見を活用し総合的に評価することにより、共通的な要因によって安全機能の広範な喪失が一時に生じるようなプラントの潜在的な脆弱性（クリフエッジ）を特定するものである。

これを踏まえた、7月21日付原子力安全・保安院の指示文書では、一次評価では「評価は、許容値等に対しどの程度の裕度を有するかという観点から行う」とされているが、この許容値については上記趣旨を踏まえ、「許容値が最終的な耐力に比して余裕をもって設定されている場合については、技術的に説明可能な範囲においてその余裕を考慮した値を用いてもよいものとする」とされており、今回の評価はその内容に沿

ったものである。

- 設備の実力をより忠実に反映する観点で、規格基準より踏み込んだ許容値を用いているものは蒸気発生器伝熱管であり、報告書5-(1)-3（45/48）にその旨記載している。なお、ミルシート値を適用している箇所はない。

以上

井野委員 ご質問 4

Q 4. 大飯 3 号機では、2008 年に原子炉圧力容器一次冷却水出口ノズルのセーフエンド溶接部に深さ 20 ミリを超えるひび割れが観測され、70 ミリ厚の配管を工事認可申請書の記載を変更して 53 ミリまで削って運転を再開した。
この劣化個所が現在どのような状態になっているか。また、類似箇所での健全性評価はどのようになされているか。今回提出されたストレステスト報告書には、この問題についての記載がないと思われるので、追加記載を求める。

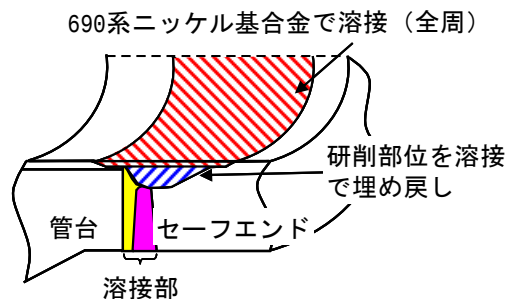
A 4.

1. 原子炉容器 A ループ出口管台および類似箇所の状態について

(1) 大飯 3 号機原子炉容器 A ループ出口管台

大飯 3 号機では 2008 年度の定期検査において原子炉容器 A ループ出口管台溶接部に傷（応力腐食割れ）が認められ、研削による傷の除去及びピーニング（応力腐食割れの要因となる金属表面の引張残留応力を除去し、圧縮応力を付与する手法）を施工した。

当該部位については、2009 年度の定期検査において、研削した部位を溶接（窪みを埋め戻す）し、その後、接液部（溶接部内面全周）を、より耐食性に優れた 690 系ニッケル基合金で溶接する工事が完了している。



大飯 3 号機 原子炉容器 A ループ出口管台溶接部の補修

(2) 大飯 3 号機における類似箇所

大飯 3 号機で傷が見つかった原子炉容器 A ループ出口管台と類似の、高温環境下で 600 系ニッケル基合金を使用している部位として「原子炉容器出口管台」「蒸気発生器入口管台」「加圧器管台」があるが、各部の状況は以下のとおり、対策（予防保全工事）が完了している。

○原子炉容器出口管台：

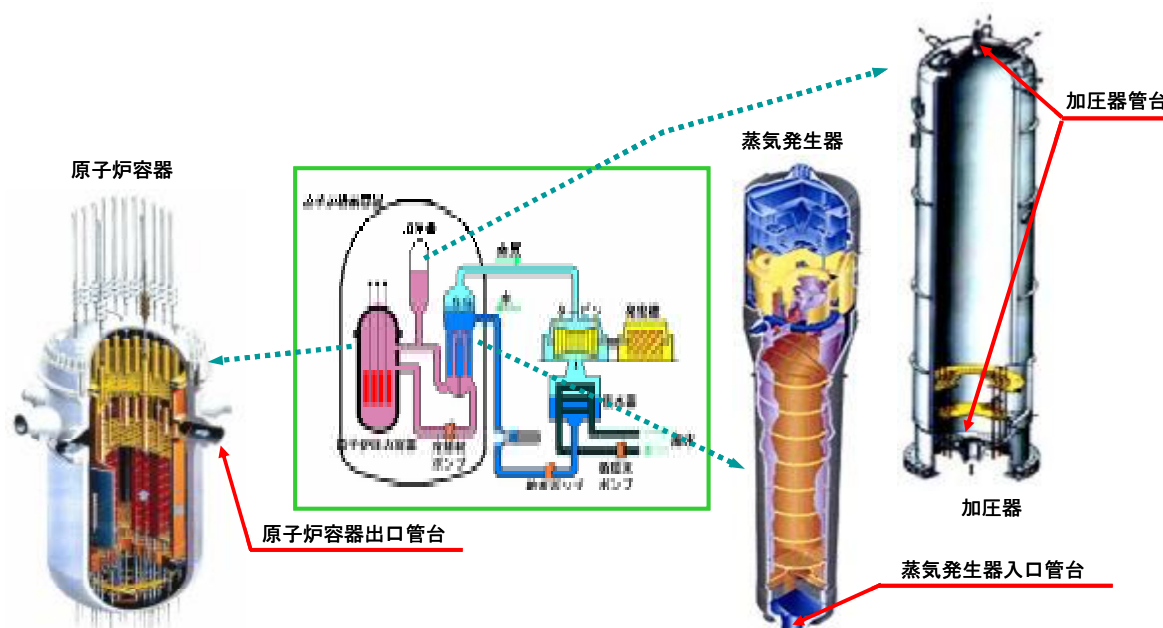
Aー出口管台以外は、2008 年度の定期検査においてピーニングを施工済みである

○蒸気発生器入口管台：

2006 年度の定期検査においてピーニングを施工済みである。

○加圧器管台：

2010 年度から実施の定期検査（現在停止中）において、690 系ニッケル基合金への取替えを実施済みである。



大飯 3 号機 原子炉容器 A ループ出口管台と類似の
高温環境下での 600 系ニッケル基合金使用部位

以上より、大飯 3 号機の原子炉容器 A ループ出口管台および類似箇所における傷（応力腐食割れ）対策は完了しており、健全性に問題はない。

2. ストレステストの耐震評価において考慮すべき経年劣化事象について

ストレステストの耐震評価において考慮すべき経年劣化事象については、点検・検査、予防保全工事、取替工事等の保全実績を勘案し、現状態の評価として考慮すべき事象について検討した結果、配管内面に腐食減肉が発生しており、定期的な肉厚計測による管理のもとプラントを運転している、主給水配管の減肉事象が抽出された。

したがって、本腐食減肉による強度上の影響、応答上の影響をストレステストの評価に考慮している。

なお、1. で記載しているとおり、原子炉容器 A ループ出口管台および類似箇所については、取替え工事や予防保全工事が施工済みであることから、傷（応力腐食割れ）は発生しておらず、ストレステストの耐震評価に考慮していない。

以 上

