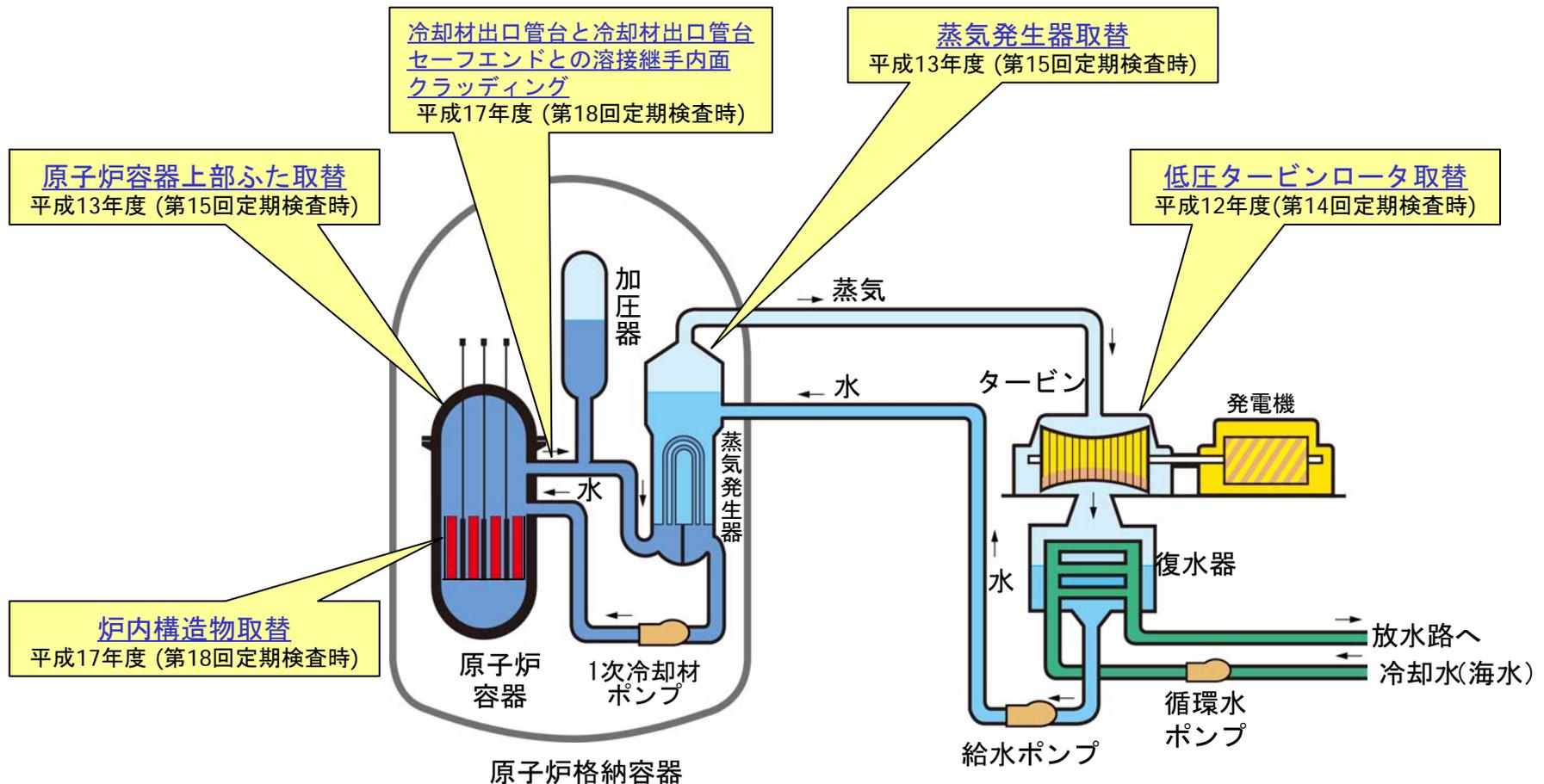


伊方発電所2号炉 高経年化技術評価について

平成23年8月
四国電力株式会社

運転開始以降に実施した主な改善

伊方発電所2号炉では、予防保全対策として、1号炉と同様に、国内外の事故・故障等の経験を反映し、従来より設備の改善を図ってきた。



今回、運転開始から30年を迎える前に、法令に従い、高経年化技術評価を実施した。

高経年化技術評価とは

・高経年化技術評価とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づき、原子力発電所の運転開始後30年を経過する日およびその後10年を超えない期間毎に、60年運転を仮定し経年劣化に関する評価を行い、その結果に基づき追加すべき保全項目を抽出するもの。

・抽出した追加保全項目は長期保守管理方針としてとりまとめ、保安規定に記載し、運転開始後29年(39年、..)を超える日までに、保安規定の変更認可申請を行う必要がある。

・伊方発電所2号炉は昭和57年3月19日に営業運転を開始し、本年、運転開始後29年を迎えることから、本年3月11日に長期保守管理方針に係る保安規定の変更認可申請を行った。

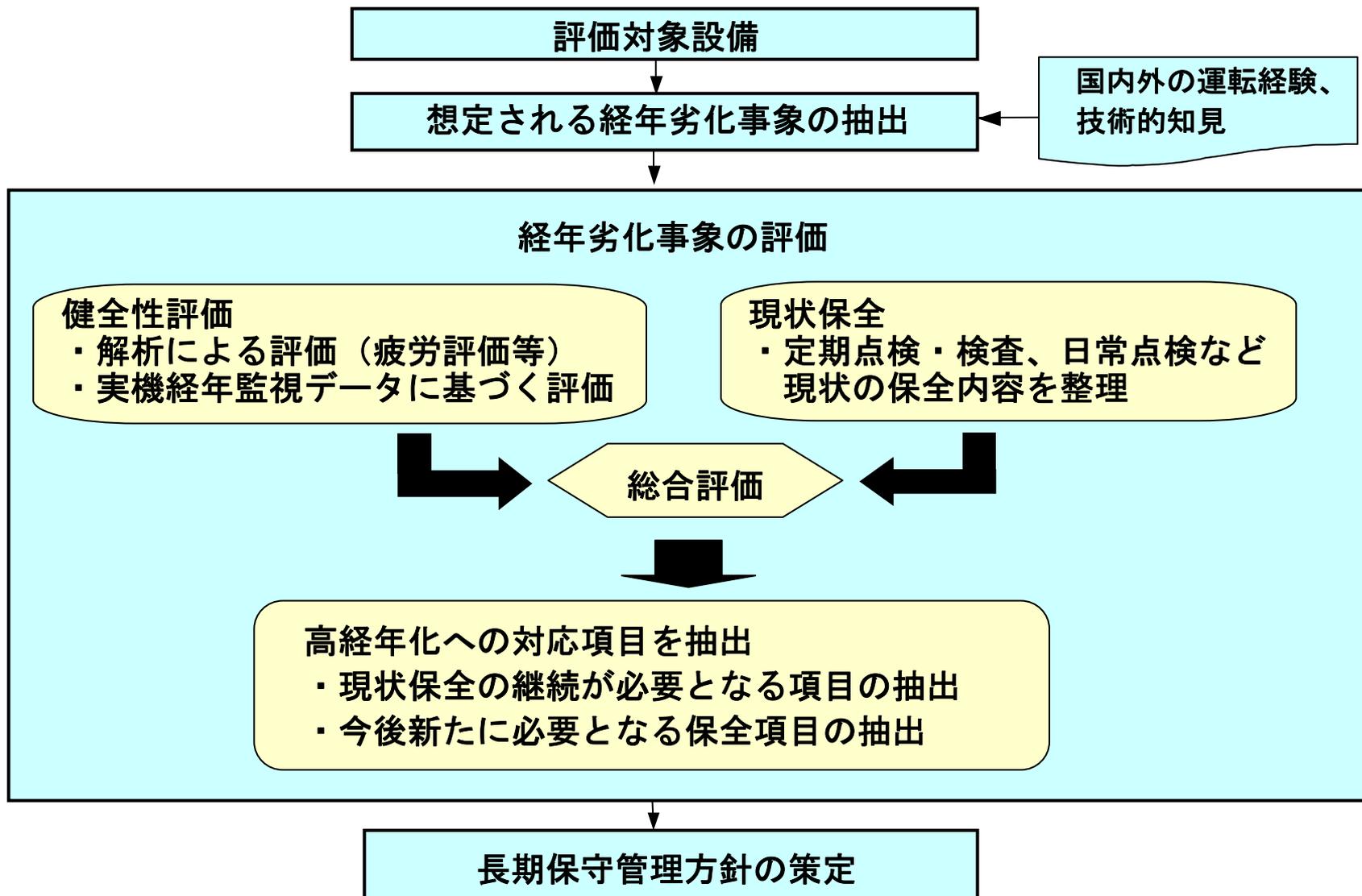
・現在、国による審査が開始されており、審査状況は、専門の先生方を委員とするワーキングにおいて確認されることとなっている。

評価対象設備

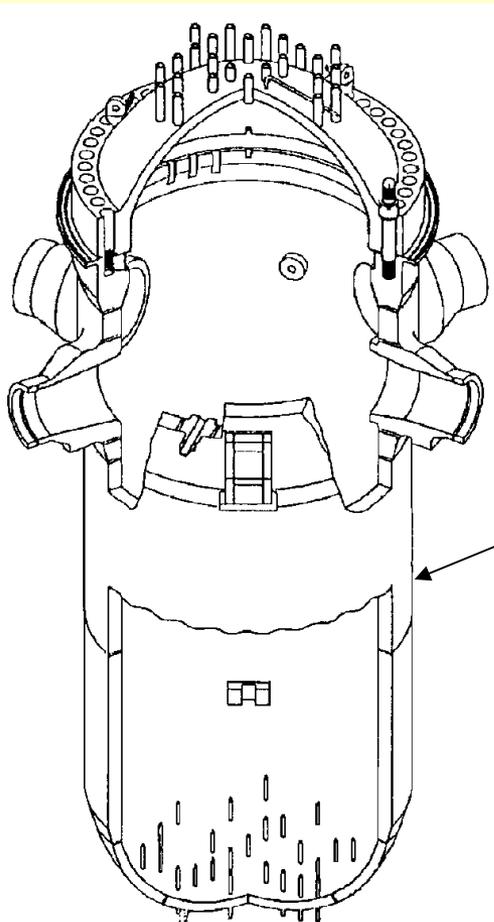
評価対象設備は「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)」において定義されるクラス1,2および3の機能を有する機器・構造物。

No	分類	対象設備
1	ポンプ	1次冷却材ポンプ、余熱除去ポンプ 他
2	熱交換器	蒸気発生器、再生熱交換器 他
3	ポンプモータ	余熱除去ポンプモータ 他
4	容器	原子炉容器、原子炉格納容器 他
5	配管	1次冷却材管、余熱除去系統配管 他
6	弁	加圧器安全弁、主蒸気安全弁 他
7	炉内構造物	炉内構造物
8	ケーブル	低圧電力ケーブル 他
9	電気設備	メタルラット開閉装置 他
10	タービン設備	高圧・低圧タービン 他
11	コンクリート構造物及び鉄骨構造物	格納容器内部コンクリート 他
12	計測制御設備	1次冷却材圧力計 他
13	空調設備	アニュラス排気ファン 他
14	機械設備	燃料取替クレーン 他
15	電源設備	非常用ディーゼル発電機 他
16	その他設備	重要度分類指針クラス3の機能を有する機器・構造物のうち、高温・高圧の環境下になく、運転継続上特に重要ではない機器・構造物

技術評価フローの概要



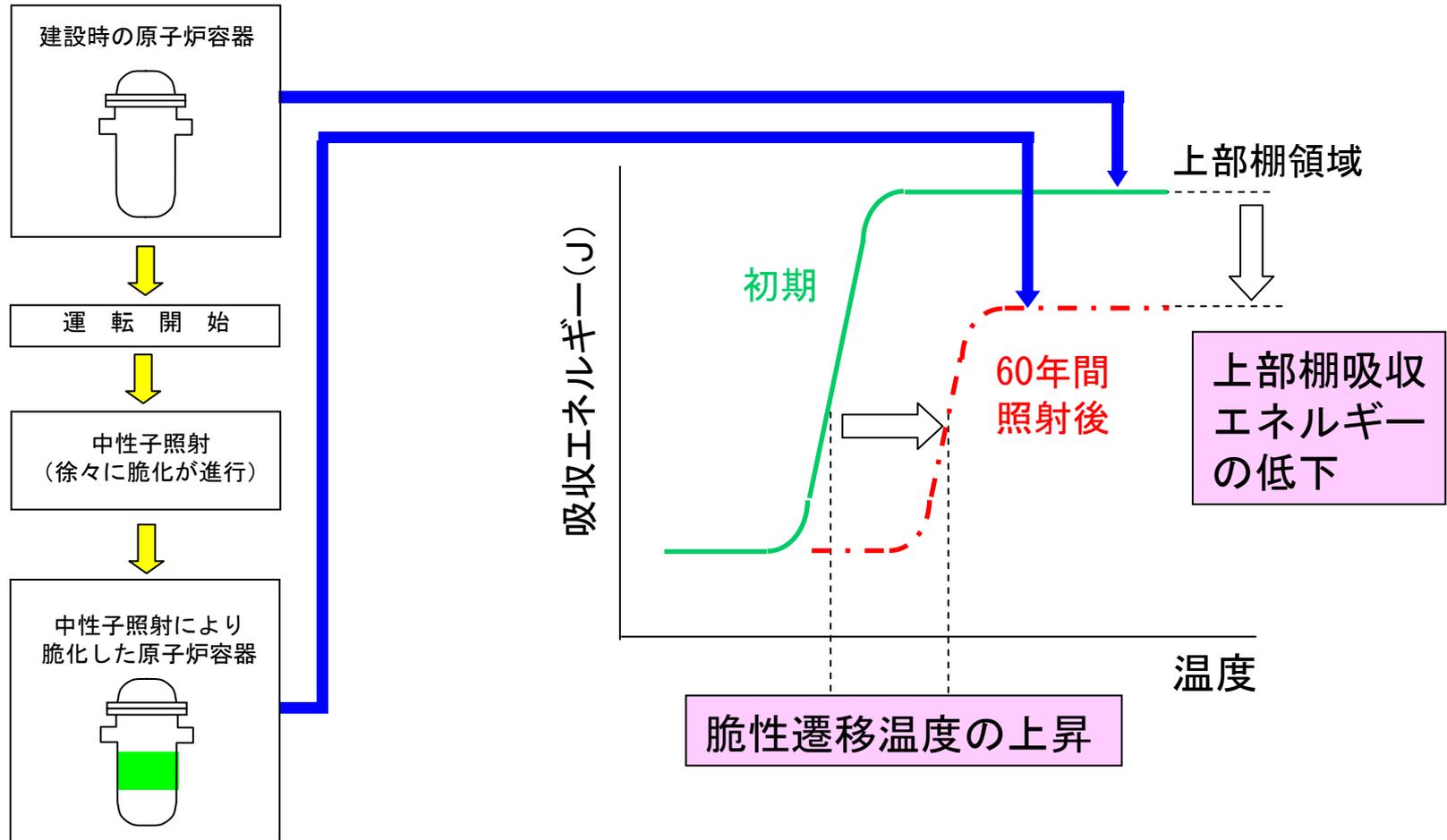
技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(1/6)



胴部（炉心領域部）の 中性子照射脆化

中性子の照射に伴い、材料の粘り強さ(靱性)が低下する現象

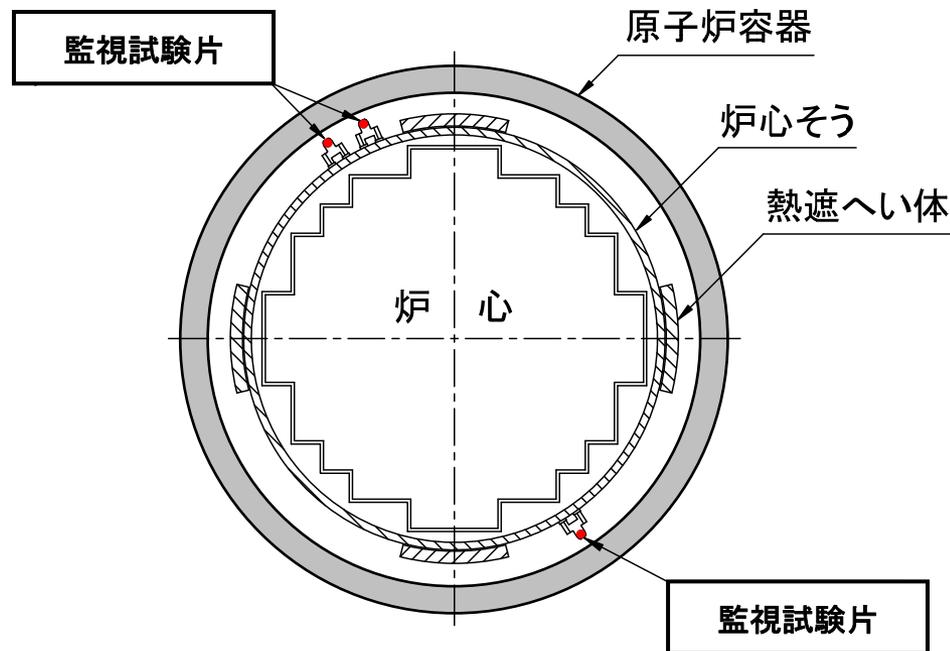
技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(2/6)



技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(3/6)

脆性遷移温度の上昇

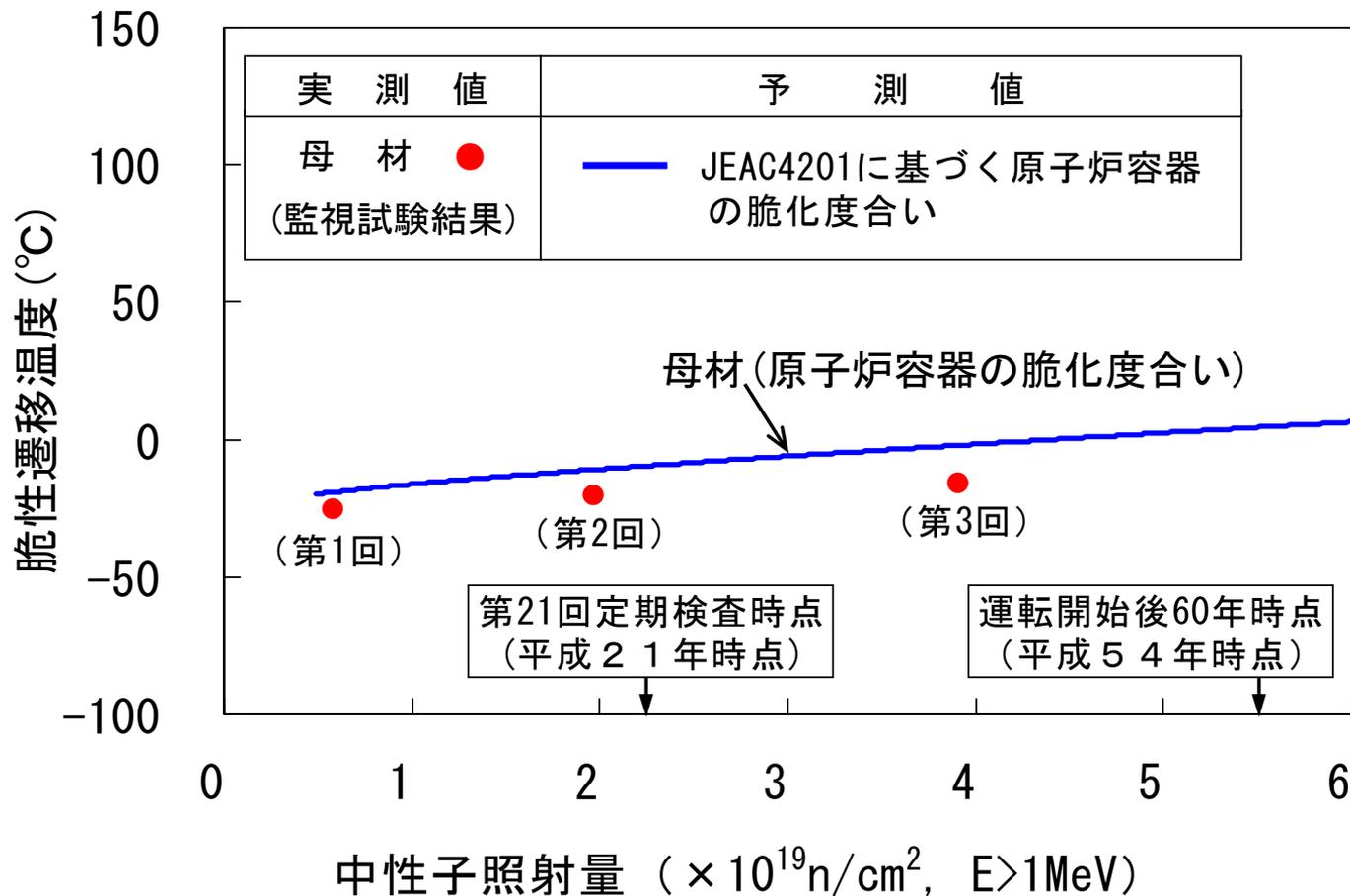
- ・ 監視試験片は原子炉容器より燃料に近い位置にあり、原子炉容器の約2～5倍の中性子照射を受けているため、監視試験片を試験することで原子炉容器の将来の脆化度合いを確認することができる。
- ・ 脆性遷移温度の高照射領域の予測は、国内原子力発電所用鋼材の試験結果を精度良く再現できる予測法（中性子照射による材料組織の変化を考慮）にて実施。



現在の伊方2号炉

技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(4/6)

脆性遷移温度の上昇



2号炉監視試験結果

監視試験片			原子炉容器の脆化度合い相当年
取出回	取出年	脆性遷移温度	
第1回	昭和58年	-25°C	昭和63年に相当
第2回	昭和62年	-20°C	平成17年に相当
第3回	平成11年	-16°C	平成38年に相当

- ・ 運転期間の経過に伴う脆性遷移温度の上昇は緩やかである。

技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(5/6)

上部棚吸収エネルギーの低下

- 上部棚吸収エネルギーの予測は、国内原子力発電所用鋼材の試験結果を統計処理して求められた予測式を用いて実施。

評価時期	母材の上部棚吸収エネルギー(J)*
初期値	171
運転開始後27年時点 (平成21年時点)	158
運転開始後60年時点	155

* : 原子炉容器内表面から板厚1/4深さにおける値

- 上部棚吸収エネルギーの予測値は、JEAC4206（（社）日本電気協会 電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」）で要求している**68J**以上を満足している。

技術評価例(1)：原子炉容器胴部の中性子照射脆化(6/6)

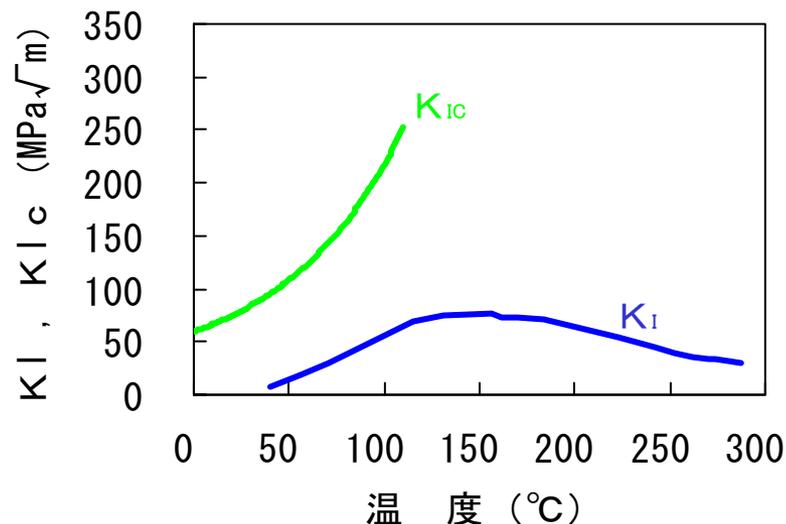
原子炉容器の脆性破壊に対して最も厳しい条件であるPTS事象に対する評価

加圧熱衝撃 (PTS : Pressurized Thermal Shock)
事象とは、

運転中の原子炉容器内に、冷却材喪失事故等により非常用炉心冷却水が注入され原子炉容器内の急激な冷却が起こると、原子炉容器内外間の温度差による熱応力と内圧による応力により、原子炉容器内面に大きな引張応力が発生する現象。

K_I = 応力拡大係数：PTS評価では原子炉容器内面に深さ10mm、長さ60mmの半楕円欠陥を想定し、その想定欠陥先端の応力の強さの程度を示す

K_{IC} = 破壊靱性値：材料の脆性破壊抵抗を表す

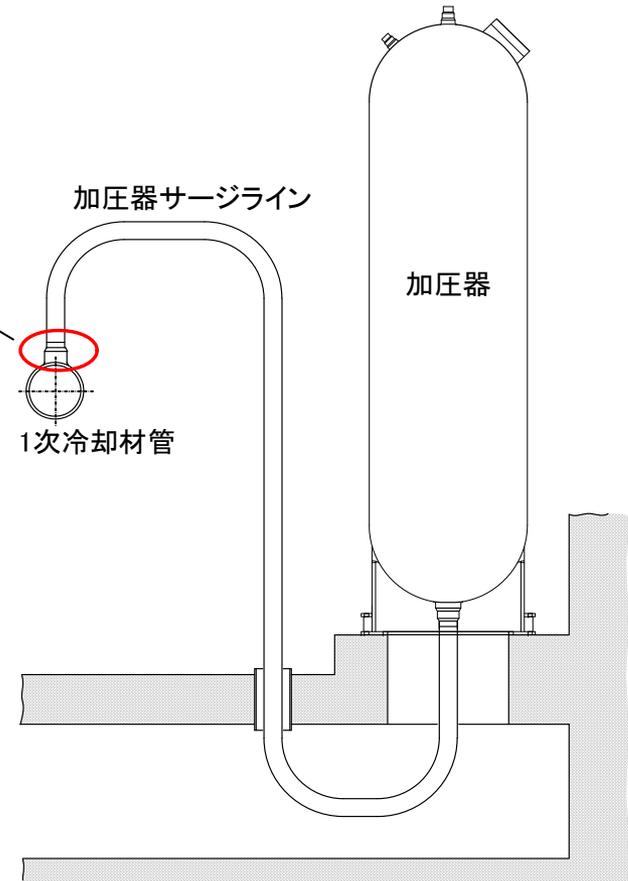
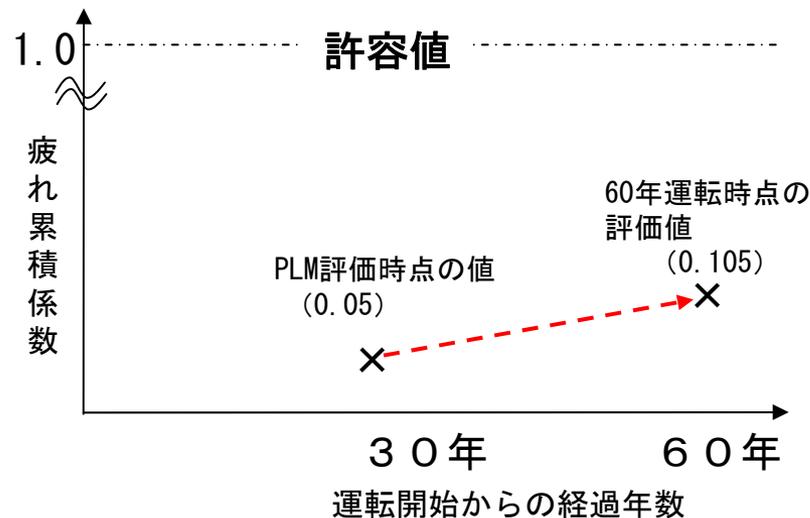


- ・ PTS評価の結果、運転開始後60年時点でも $K_I < K_{IC}$ であり、原子炉容器の健全性は保たれることを確認した。

技術評価例(2):配管の疲労割れ(1/1)

1次冷却材管（加圧器サージライン用管台）の疲労割れ

プラントの起動・停止時等に熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する

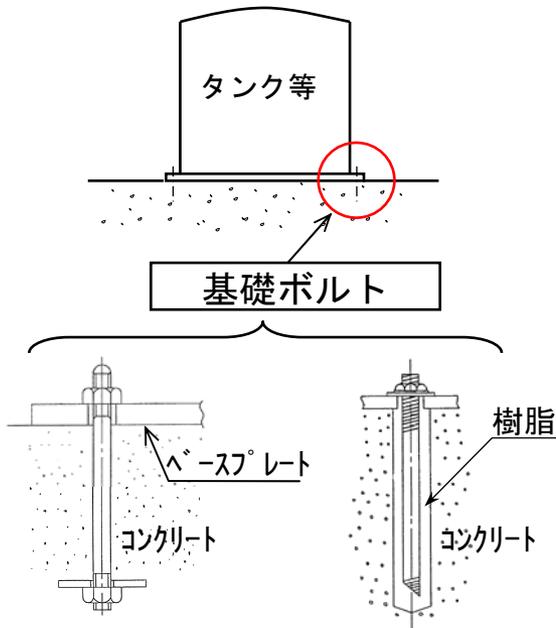


- ・ 運転実績に基づく疲労評価を行い、60年の運転を仮定しても十分に許容値を下回ることを確認した。

長期保守管理方針(追加保全項目)

長期保守管理方針とは、技術評価の結果抽出された追加保全項目をとりまとめたもの

機器	経年劣化事象	長期保守管理方針	
		保安全管理項目の概要	実施時期
基礎ボルト 〔スタッドボルト ケミカルアンカ等〕	全面腐食	伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、サンプリング等により腐食に関する調査を実施する。	10年以内
基礎ボルト (ケミカルアンカ)	樹脂の劣化	伊方2号炉も含め原子力発電所共通として、サンプリング等により樹脂劣化に関する調査を実施する。	10年以内



スタッドボルト

ベースプレートに取り付けたボルトを、あらかじめコンクリート基礎に埋設したもの。主として、大型機器の支持に用いる。

ケミカルアンカ

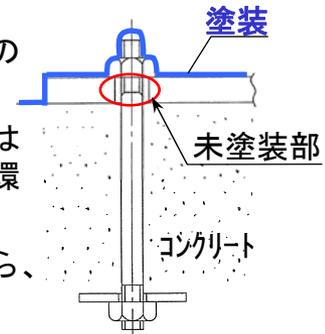
施工後のコンクリート基礎に穿孔し、ボルトを樹脂で固定したもの。主として小口径の配管などの改造工事に用いる。

○全面腐食

塗装の施されていないコンクリート直上部は、腐食の可能性が考えられる。

しかし、屋内機器の基礎ボルトでは、湿潤な環境ではなく、屋外機器の基礎ボルトでも、塗装やシール材で環境遮断をしているため、腐食環境は穏やかである。

ただし、基礎ボルトを取り外す機会は少ないことから、サンプリング調査を行うこととした。

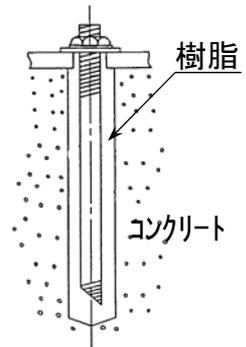


○樹脂劣化

ケミカルアンカの樹脂は、紫外線や放射線等により劣化の可能性が考えられる。

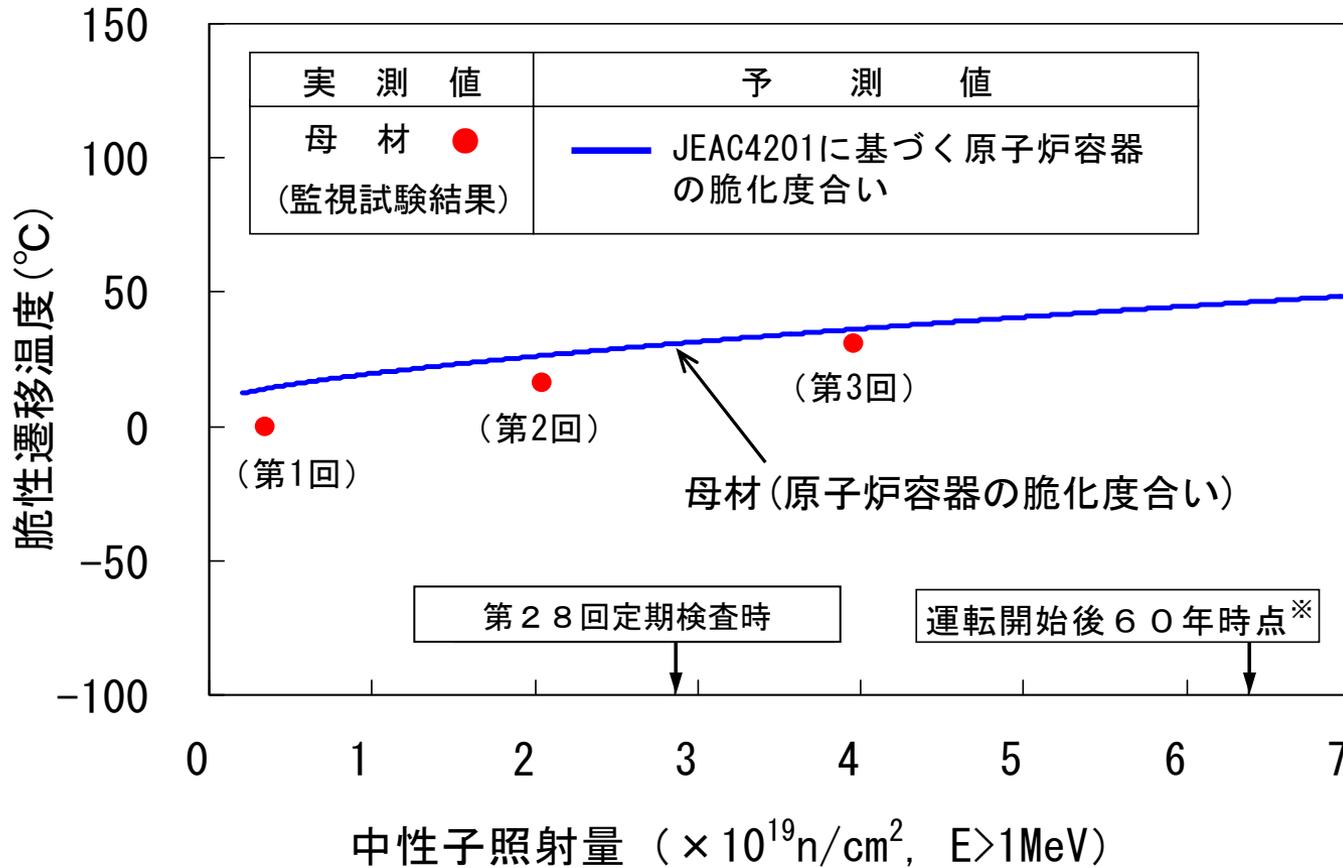
しかし、樹脂部はコンクリートに埋設されているとともに、紫外線や放射線を照射する試験において、引抜き力に有意な低下は確認されていない。

ただし、ケミカルアンカを取り外す機会は少ないことから、サンプリング調査を行うこととした。



(参考) 伊方1号炉 原子炉容器胴部の中性子照射脆化

脆性遷移温度の上昇



1号炉監視試験結果

監視試験片			原子炉容器の脆化度合い相当年
取出回	取出年	脆性遷移温度	
第1回	昭和53年	0 °C	昭和57年に相当
第2回	昭和57年	16 °C	平成13年に相当
第3回	平成 7年	30 °C	平成35年に相当

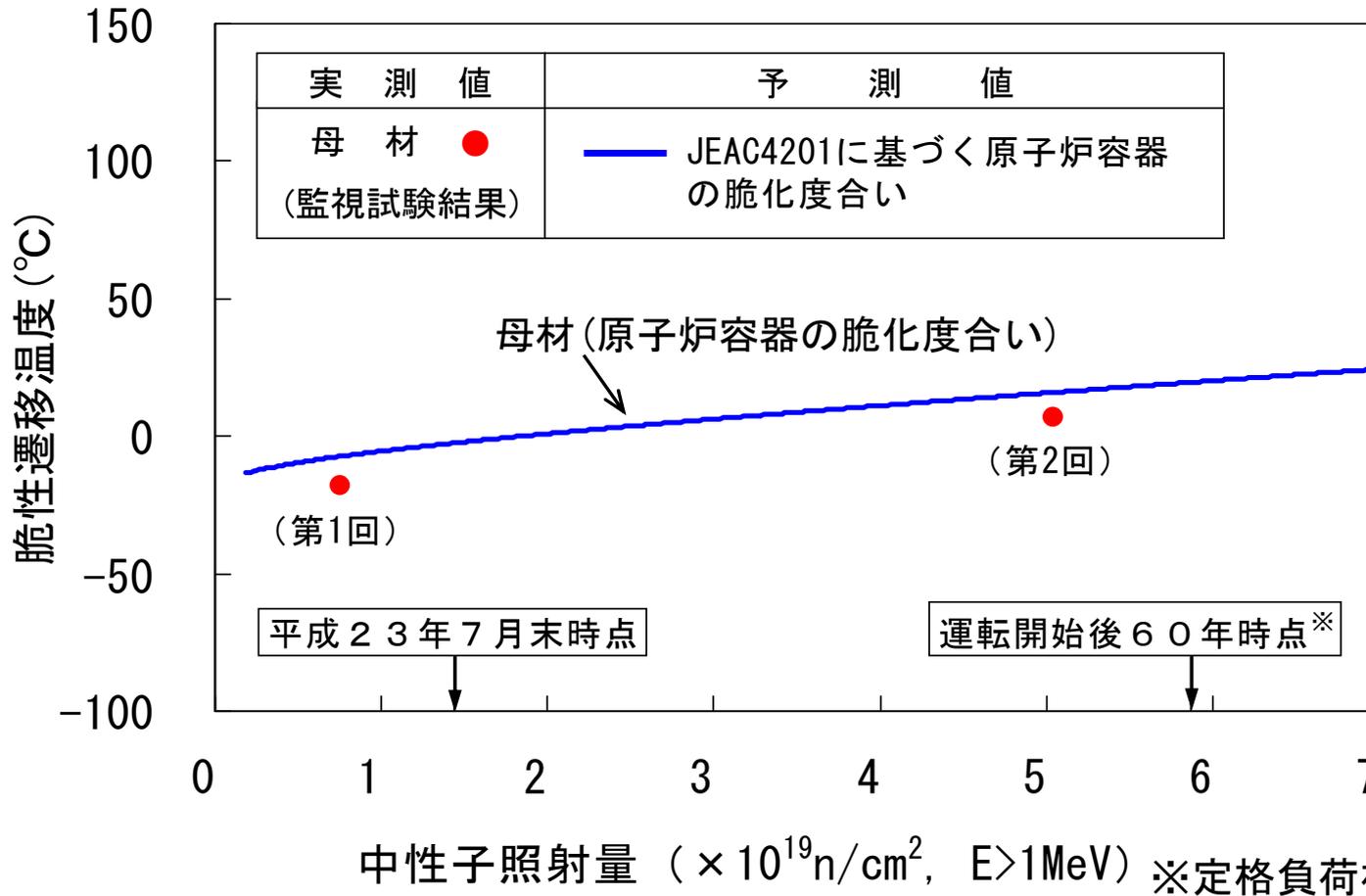
平成23年8月12日の知事要請を受け、伊方1号炉第4回目の監視試験片取り出しは、本年9月から予定している第28回定期検査において実施する。

※定格負荷相当年数

- ・ 運転期間の経過に伴う脆性遷移温度の上昇は緩やかである。

(参考) 伊方3号炉 原子炉容器胴部の中性子照射脆化

脆性遷移温度の上昇



3号炉監視試験結果

監視試験片			原子炉容器の脆化度合い相当年
取出回	取出年	脆性遷移温度	
第1回	平成8年	-18°C	平成15年に相当
第2回	平成20年	7°C	平成60年に相当

- ・ 運転期間の経過に伴う脆性遷移温度の上昇は緩やかである。